MINISTÉRIO DA DEFESA
EXÉRCITO BRASILEIRO
DEPARTAMENTO DE CIÊNCIA E TECNOLOGIA
INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA
CURSO DE MESTRADO EM ENGENHARIA NUCLEAR

CAIO DA COSTA WICHROWSKI

REATORES A TÓRIO: ANÁLISE EVOLUTIVA E POSSIBILIDADE DE CONVERSÃO PARA REATORES PWR

Rio de Janeiro

2017

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

CAIO DA COSTA WICHROWSKI

REATORES A TÓRIO: ANÁLISE EVOLUTIVA E POSSIBILIDADE DE CONVERSÃO PARA REATORES PWR

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para a obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientador: Profº. Claudio Luiz de Oliveira – Ph.D.

Orientador: Prof° Sergio de Oliveira Vellozo - D.C.

Orientador: Profº. Wilson Freitas Rebello Da Silva Junior – D.C.

Rio de Janeiro

2017

c2017

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

Praça General Tibúrcio, 80 – Praia Vermelha

Rio de Janeiro – RJ CEP: 22290-270

Este exemplar é de propriedade do Instituto Militar de Engenharia, que poderá incluí-lo em base de dados, armazenar em computador, microfilmar ou adotar qualquer forma de arquivamento.

É permitida a menção, reprodução parcial ou integral e a transmissão entre bibliotecas deste trabalho, sem modificação de seu texto, em qualquer meio que esteja ou venha a ser fixado, para pesquisa acadêmica, comentários e citações, desde que sem finalidade comercial e que seja feita a referência bibliográfica completa.

Os conceitos expressos neste trabalho são de responsabilidade do(s) autor(es) e do(s) orientador(es).

621.48 Wichrowski, Caio da Costa

W635r Reatores a tório: análise evolutiva e possibilidade de conversão para reatores PWR / Caio da Costa Wichrowski; orientado por Cláudio Luiz de Oliveira, Sergio de Oliveira Vellozo, Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – Rio de Janeiro: Instituto Militar de Engenharia, 2017.

140p.: il.

Dissertação (Mestrado) – Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro, 2017.

1. Curso de Engenharia Nuclear – teses e dissertações. 2. Reatores nucleares. 2. Tório. I. Oliveira, Claudio Luiz de. II. Vellozo, Sergio de Oliveira. III. Silva Junior, Wilson Freitas Rebello da. IV. Instituto Militar de Engenharia.

INSTITUTO MILITAR DE ENGENHARIA

CAIO DA COSTA WICHROWSKI

REATORES A TÓRIO: ANÁLISE EVOLUTIVA E POSSIBILIDADE DE CONVERSÃO PARA REATORES PWR

Dissertação de Mestrado apresentada ao Curso de Mestrado em Engenharia Nuclear do Instituto Militar de Engenharia, como requisito parcial para obtenção do título de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Prof. Claudio Luiz de Oliveira – Ph. D.

Prof. Sérgio de Oliveira Vellozo – D. C.

Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – D. C.

Apresentada em 29 de novembro de 2017 à seguinte Banca Examinadora:

Profº. Claudio Luiz de Oliveira – Ph. D. do IME.– Presidente.

Profº. Sérgio de Oliveira Vellozo – D. C. do IME

Profº. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior – D. C. do UERJ.

Profº.Ronaldo Glicério Cabral – Ph. D.

Pedro Saldanha – D. C. da CNEN

Rio de Janeiro

2017

À minha família, aos bravos cientistas e entusiastas que lutaram e desenvolveram o tema, apesar das dificuldades.

AGRADECIMENTOS

Agradeço em primeiro lugar a Deus, Criador de todas as coisas, cuja complexidade tento entender um pouco neste trabalho. Dedico incontável gratidão aos meus pais, pois são fonte de vida e inspiração para mim, fortaleza e proteção, mesmo que à distância me sustentam na fé, no amor e no exemplo. Aos meus irmãos, que posso chamar de amigos. E aos poucos amigos que posso chamar de irmãos. Sem risadas e apoio, não se movimenta a vida.

Meus agradecimentos ao Exército Brasileiro, ao Instituto Militar de Engenharia e à Seção de Engenharia Nuclear pela oportunidade, pelo conhecimento e pela confiança ofertadas. Cito com honra o chefe da seção, Coronel Walter Guimarães. Sem me esquecer, certamente, de agradecer à Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior (CAPES), pelo apoio financeiro e simbólico ao acreditar em meu potencial acadêmico. Agradeço também ao Instituto de Engenharia Nuclear e a CNEN, que disponibilizaram professores e as instalações do reator Argonauta, pela preocupação na formação de profissionais para a área nuclear.

Meu agradecimento com carinho, respeito e admiração aos meus professores e ao orientador Cláudio Luiz de Oliveira. Meus agradecimentos aos funcionários e colegas do IME, especialmente à minha colega de pesquisa, Isadora Gonçalves.

E a quem me acolheu e me levou para cima e para baixo sempre com muito carinho e bom humor: a minha tia Cláudia e sua família. Agradeço às novas amizades, desde amigos da seção à comunidade da Paróquia Nossa Senhora do Brasil. Obrigado a Ivone Belém e a João Donato, pela gentileza cultural.

A todos, minha sincera gratidão.

“O entusiasmo supera nossas deficiências.”

Rex Nazaré

SUMÁRIO

LISTA DE ILUSTRAÇÕES **10**

LISTA DE TABELAS **12**

1 INTRODUÇÃO **17**

1.1 Posicionamento do trabalho 17

1.2 Objetivo do trabalho 18

1.3 Organização do trabalho 18

2 REATORES NUCLEARES **20**

2.1 Histórico *20*

2.1.1 Fissão 20

2.1.2 CP-1 -*Chicago Pile 1* (Pilha de Chicago) 21

2.1.3 Programa nuclear americano 22

2.1.4 Programa Russo 31

2.1.5 Programa Inglês 37

2.2 Gerações *41*

2.2.1 Geração I 41

2.2.2 Geração II 41

2.2.3 Geração III e III+ 43

2.2.4 Geração IV 46

2.3 *C*onceitos básicos *48*

2.3.1 Transporte 48

2.3.2 Moderação 50

2.3.3 Fator de multiplicação em meio infinito e fórmula de quatro fatores 51

2.3.4 Coeficientes de reatividade 53

2.4 Tipos de re*atores* *55*

2.4.1 BWR 57

2.4.2 PWR 59

2.4.3 HTGR 61

3 TECNOLOGIA DE REATORES A SAL FUNDIDO **70**

3.1 Introdução *70*
3.1.1 Conceitos básicos 72
3.1.2 Vantagens de reatores a sal fundido abastecidos com tório 72
3.1.3 Não proliferação 73
3.1.4 Coeficientes de Reatividade 76
3.2 Projeto do Reator Aeronáutico 78
3.3 Projeto de sal fundido 80
3.3.1 Breve histórico 80
3.3.2 Materiais estruturais 81
3.3.3 Sais bases e solventes 81
3.3.4 Bombas 83
3.3.5 Trocadores de calor 90
3.3.6 Instrumentos de monitoramento 92
3.4 PESQUISAS de geração IV *92*
3.4.1 Reator térmico moderado a grafite 92
3.4.2 Reator rápido a sal fundido 94
3.4.3 Ciclo de conversão de energia 95
4 TÓRIO EM REATORES ATUAIS 98
4.1 Introdução 98
4.2 Efeitos do tório sobre sistemas nucleares convencionais 99
4.3 Tório em PWR 100
4.3.1 Experiencia de Shipping Port 100
4.3.2 Reator a Tório de Radkowsky 100
4.4 Tório em BWR 105
4.5 Tório em CANDU 105
4.5.1 Ciclo com reprocessamento 106
4.5.2 Ciclo sem reprocessamento 107
4.6 Experiencia em reatores Pebble bed 107
5 SIMULAÇÃO DA INSERÇÃO DE TÓRIO NAS VARETAS DE UM REATOR NUCLEAR 110

5.1 Introdução 110
5.2 SCALE 6.1 110
5.2.1 KENO-VI 111
5.3 Descrição do reator 113
5.4 Configurações simuladas 113
5.4.1 SIMULAÇÃO 1: Diferentes enriquecimentos e inserções de Tório ... 116
5.4.2 Simulação 2: DIFERENTES QUANTIDADES DE TÓTIO E URÂNIO NATURAL Com 5% de Pu 120
5.4.3 Análise de k_{inf} do burn-up 124
6 ANÁLISES, CONCLUSÕES E SUGESTÕES 134
6.1 Análises 134
6.1.1 Simulação com diferentes enriquecimentos de U^{235} e concentrações de ThO_2 no elemento combustível 134
6.1.2 Simulação com Pu 134
6.1.3 k_{inf} ao longo do tempo 134
6.2 Conclusões 135
6.3 Sugestões 135
7 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS 136

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 2.1 - Primeiro reator moderado a grafite, o X-10, em ORNL [3] 23
Figura 2.2 - Reator B em ORNL [4] 24
Figura 2.3 - EBR-1 [5] 25
Figura 2.4 - Configuração em placa do elemento combustível [6] 27
Figura 2.5 - RMBK Iguala [9] 34
Figura 2.6 - Prédio do MAGNOX em corte [14] 38
Figura 2.7 - Edifício do reator MAGNOX com prédio auxiliar de ventilação [14] . 39
Figura 2.8 - Alimentação do reator MAGNOX [14] 40
Figura 2.9 - Desenho esquemático simplificado de um reator BWR [26] 58
Figura 2.10 - Desenho esquemático de uma usina PWR [26] 60
Figura 2.11 - Esquema de reator Pebble Bed [28] 64
Figura 2.12 - Esfera combustível em corte [28] 65
Figura 2.13 - Desenho em corte de reator CANDU [29] 66
Figura 2.14 - Elemento combustível de CANDU [29] 68
Figura 3.1 - Cadeia de decaimento radioativo do isótopo U^{232} [33] 75
Figura 3.2 - Reações para a fertilização do Th^{232} [30] 76
Figura 3.3 - Reator Aeronáutico Experimental [31] 79
Figura 3.4 - Esquema termodinâmico do ARE [31] 80
Figura 3.5 - Desenho em corte parcial da bomba de combustível do ARE [31] .. 85
Figura 3.6 - Desenho em corte de uma bomba centrífuga submersa de eixo curto [36] 88
Figura 3.7 - Desenho em corte de uma bomba centrífuga submersa de eixo longo [36] 89
Figura 3.8 - Desenho esquemático em corte do trocador de calor primário do projeto de reator a sal fundido de fluido simples de ORNL [37] 91
Figura 3.9 - Esquema de reator a sal fundido com ciclo Brayton para conversão de energia [21] 96
Figura 4.1 - Núcleo do VVERT [45] 103
Figura 4.2 - Conjunto de envoltório e semente de uma célula do VVERT [45] . 104
Figura 4.3 - Disposição de elementos no núcleo VVERT [45] 105
Figura 5.1 - Imagem da vareta de combustível em corte gerada com o programa KENO3D 115

Figura 5.2 - Imagem do elemento combustível gerado com o programa KENO3D 116
Figura 5.3 - Gráfico de K_{inf} para diferentes enriquecimentos e concentrações de ThO2 117
Figura 5.4 - Curvas de k_{inf} com enriquecimentos de intervalos iguais 118
Figura 5.5 - Gráfico de criticalidade para diferentes razões de urânio natural e tório em elemento com 5% de Pu^{239} gerado para Angra 2 121
Figura 5.6 - Gráfico de criticalidade para diferentes razões de urânio natural e tório em elemento com 5% de Pu^{239} gerado para o AP1000 [56] 122
Figura 5.7 - Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{238} 123
Figura 5.8 - Gráfico de seção de choque total para nêutrons de Th^{232} 123
Figura 5.9 - Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{238} e Th^{232} ... 124
Figura 5.10 - Gráfico de k_{inf} ao longo do ciclo para elemento com 4.5% de enriquecimento e 20% de ThO2 125
Figura 5.11 - Gráfico de k_{inf} ao longo do ciclo para elemento com 6% de enriquecimento e 40% de ThO2 127
Figura 5.12 - Gráfico com quantidade de material físsil no reator ao longo do ciclo 128
Figura 5.13 - Venenos Xe^{135} e Sm149 gerados no reator com 6% de enriquecimento e adição de 40% de tório 129
Figura 5.14 - Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{233} 130
Figura 5.15 - Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{235} 131
Figura 5.16 - Material físsil ao longo do tempo no reator Angra 2 com 3% de enriquecimento sem adição de tório 132
Figura 5.17 - Principais venenos ao longo do tempo no reator Angra 2 com 3% de enriquecimento sem adição de tório 132

LISTA DE TABELAS

Tabela 3.1 - Tabela comparativa de características de U^{233}, U^{235} e Pu [33] 74
Tabela 3.2 - Integral de ressonância de seção de choque captura de Th^{232} e U^{238} [35] 78
Tabela 3.3 - Reatividade Doppler avaliada para combustíveis de Tório e Urânio [35] 78
Tabela 5.1 - Diferenças entre os pontos das curvas de k_{inf} com enriquecimentos de intervalos iguais 118
Tabela 5.2 - Dados de k_{inf} para diferentes enriquecimentos e concentrações de ThO_2 119
Tabela 5.3 - k_{inf} dos elementos de Angra 2 120
Tabela 5.4 - Quantidades de urânio para a fabricação dos elementos combustíveis estudados 120
Tabela 5.5 - Dados da simulação com 5% de Pu^{239} e diferentes razões de urânio natural e tório 121
Tabela 5.6 - Configurações simuladas no Origen para avalição posterior de criticalidade com KENO-VI 125
Tabela 5.7 - Quantidade de urânio natural por elemento (kg) em relação ao k_{inf} e configuração de combustível 133

LISTA DE SIGLAS

ABREVIATURAS

AIEA	-	Agência Internacional De Energia Atômica
BWR	-	Reator De Água Fervente
Mwt	-	Mega-Watts Térmicos (Unidade De Potência)
Mwe	-	Mega-Watts Elétricos (Unidade De Potência)
PHWR	-	Reator De Água Pesada Pressurizada
PWR	-	Reator De Água Pressurizada
LWR	-	Reator De Água Leve
NRC	-	United States Nuclear Regulatory Commission
ENDF	-	Evaluated Nuclear Data File
SCALE	-	Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation
CANDU	-	Canada Deuterium Uranium
AECL	-	Atomic Energy of Canada Limited
HTGR	-	High Temperature Gas-cooled Reactor
ORNL	-	Oak Ridge National Laboratory

SÍMBOLOS

Th	-	Tório (elemento químico)
Sm	-	Samário (elemento químico)
Pu	-	Plutônio (elemento químico)
Pa	-	Protactínio (elemento químico)
U	-	Urânio (elemento químico)
Xe	-	Xenônio (elemento químico)

Kinf - Fator de multiplicação de nêutrons para meios infinitos denominado “K” infinito

K_{eff} - Fator de multiplicação de nêutrons para meios finitos denominado “K” efetivo

RESUMO

O trabalho contém uma extensa revisão bibliográfica abrangendo histórico e tecnologias de reatores nucleares com aplicações de combustíveis contendo tório. Além disso, foram feitas simulações sobre o núcleo de Angra II. Uma delas examinou como a criticalidade do reator se comporta ao longo de sua operação. Esse estudo evidenciou os efeitos dos materiais férteis tório e do urânio natural sobre a criticalidade no reator. Os resultados mostraram que, para combustíveis sem e com diferentes concentrações de tório, a geração de U^{233} pode alterar o ciclo de combustível do reator de forma significante.

ABSTRACT

The text contains a long and wide ranging bibliographical study including a historical background and descriptions of nuclear reactor technologies with capabilities for thorium usage. In addition, simulations were made on the Angra II core. One of them examines how a reactor's criticality level behaves throughout its operation. This study demonstrated the effects of fertile thorium materials and natural uranium on criticality. The results showed that for fuels with and without different concentrations of thorium the production of U233 can significantly change the fuel cycle of the reactor.

1 INTRODUÇÃO

1.1 POSICIONAMENTO DO TRABALHO

As crescentes demandas por energia, associadas aos desafios de sustentabilidade, levaram os ciclos de combustíveis nucleares baseados em tório a receberem atenção renovada tanto em pesquisas acadêmicas quanto em círculos públicos e empresariais. A previsão de dificuldades relacionadas à escassez de urânio até o fim do século constitui outro grande incentivo para o desenvolvimento de combustíveis alternativos. Grande parte da atenção tem sido focada na produção de energia de fissão nuclear que utiliza o tório como elemento fértil para a produção de U^{233} físsil para aplicação em reatores térmicos ou rápidos. França, Estados Unidos, China, Japão, Turquia, Rússia, Índia e a Agencia Internacional de Energia Atômica têm publicado com frequência sobre esse tema (1). Dentre as tecnologias de reatores que possuem afinidade com ciclos a tório, duas se destacam: os reatores de sal fundido e os reatores a água pressurizada.

Reatores de sal fundido registraram um ressurgimento de interesse acentuado na última década, destacados pela sua inclusão como um dos seis tipos de reatores da geração IV. Entretanto, o período de desenvolvimento mais ativo foi entre meados dos anos 50 e início dos anos 70, no Oak Ridge National Laboratories (ORNL), e qualquer nova revisão deste conceito deve levar em conta as diferentes prioridades então em vigor. Como as vantagens inerentes do conceito de sal fundido tornaram-se aparentes para um número crescente de pesquisadores em todo o mundo é importante não simplesmente continuar onde ORNL parou, mas voltar ao básico, a fim de oferecer o melhor design usando metas e habilidades atualizadas.

Os reatores a água pressurizada (PWR) são os mais comuns em utilização hoje e são de grande importância para a aplicação de tório devido à operação em energias compatíveis com esse combustível e a sua popularidade. Apesar de algumas plantas terem operado no início da era comercial da energia nuclear, PWRs abastecidos a tório nunca foram implementados em grande escala. A possibilidade de conversão dos reatores atuais vem sendo estudada há décadas e apresenta-se como a melhor opção para a utilização de tório em curto e médio prazo.

A capacidade desses reatores de utilizar plutônio na composição de seu combustível é outro fator muito atraente do ponto de vista de não proliferação. Essa

tecnologia é conhecida como incineração de plutônio e vem recebendo atenção de diversos países.

No Brasil, o potencial de se utilizar Tório como combustível nuclear vem sendo estudado desde a década de 1960. Dois projetos principais foram realizados por instituições separadas em diferentes períodos de tempo. O projeto Instituto/Toruna foi desenvolvido pela CNEN e pela Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG), de 1965 a 1970, em parceria com a Comissão Francesa de Energia Atômica (CEA). O objetivo principal do projeto era desenvolver um conceito de reator de água pesada pressurizada com o emprego do Tório. O segundo projeto visou a utilização de tório em PWRs e foi realizado pela Nuclebrás em associação com a empresa alemã Kernforschungszentrum Jülich, GmbH (KFA). Esse projeto permaneceu ativo durante uma década, entre 1979 e 1988, e desenvolveu estudos que vão desde a fabricação de combustível até o reprocessamento. O objeto desses estudos foi principalmente o reator Angra 1. Os resultados foram muito promissores, mas, outros estudos e demonstrações exigiriam muito mais esforço e investimento e nenhum outro projeto relacionado deu prosseguimento. Na década de 1990, estudos independentes foram desenvolvidos por pesquisas em diferentes instituições, como o IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares) e a UFMG. Estudos recentes se concentraram em novas tecnologias, como sistemas HTR e reatores PWR avançados.

1.2 OBJETIVO DO TRABALHO

O presente trabalho visa analisar a utilização do tório como alternativa na produção de energia em reatores nucleares, por meio de estudos teóricos e pela avaliação da possibilidade de se realizar uma substituição em reator PWR de combustível convencional por combustível contendo tório. Tal será feito por meio de modelagem de um reator PWR (Angra II) utilizando diferentes configurações de combustível dopado com tório.

Também se pretende realizar a geração de documento abrangente e atualizado sobre o assunto, desde a evolução histórica até previsões de utilização futura.

1.3 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO

No capítulo 2 são apresentados conceitos importantes e uma cronologia das tecnologias nucleares utilizando exemplos de diferentes países. Em seguida são

descritos a evolução das gerações de reatores e o funcionamento básico de alguns sistemas de reatores.

No capítulo 3 é dada atenção especial para reatores a sal fundido, passando desde uma perspectiva histórica até a descrição de subsistemas associados a essa tecnologia. São descritos projetos passados e são apresentados alguns conceitos para implementação na próxima geração de reatores.

No capítulo 4 são expostos o histórico e a perspectiva de utilização de tório em tecnologias de reator implementadas atualmente, como reatores a água pesada e reatores Pebble Bed.

No capítulo 5 é feito um estudo de caso utilizando como base o reator da planta de Angra 2 para avaliação de implementação de ciclo de combustível misto urânio-tório em PWR.

No capítulo 6 são apresentadas as conclusões e as propostas para trabalhos futuros na área.

2 REATORES NUCLEARES

2.1 HISTÓRICO

2.1.1 FISSÃO

Em 1934 o físico Enrico Fermi conduziu experimentos em Roma demonstrando a capacidade de nêutrons dividirem diferentes tipos de átomos, o que foi uma surpresa até mesmo para o italiano. Isso ocorreu quando, bombardear átomos de urânio, Fermi obteve resultados diferentes dos esperados, já que os produtos da reação eram muito mais leves do que o urânio. Inicialmente acreditava-se que eram isótopos beta emissores de rádio. Isso implicaria em uma reação (n,2α), que é muito improvável, especialmente para nêutrons de baixa energia. O questionamento levantado em Roma foi respondido em 1939, quando cientistas alemães, Otto Hahn e Fritz Strassman, usaram uma fonte contendo rádio e berílio para atingir urânio, produzindo elementos de massa atômica muito menor do que a do urânio. Nesses experimentos os isótopos foram identificados como elementos de ordem de massa muito menor, como bário (Ba_{56}), que foi identificado por sua meia vida (86 min). A formação de $_{56}Ba^{156}$ e $_{57}La^{140}$ a partir do bombardeamento de nêutrons em um átomo de $_{92}U^{238}$ demandou a formulação de uma reação na qual o núcleo de urânio era dividido em fragmentos, que por sua vez constituem núcleos de elementos de massa intermediária. Sendo possível um processo atômico como esse, também seria possível encontrar núcleos com massas entre 90 e 100 e números atômicos de cerca de 35. Hahn e Strassmann conseguiram encontrar um isótopo ativo de estrôncio (Z = 38) e um de itrio (Z = 39) que atendiam a esses requisitos, bem como isótopos de criptônio (Z = 36) e xenônio (Z = 54). Ficou claro a partir da evidência química que os núcleos de urânio, quando bombardeados com nêutrons, podem de fato ser divididos em dois núcleos de peso atômico intermediário.

Para compreender esse fenômeno Hahn e Strassman entraram em contato com Lisa Meitner, uma cientista austríaca que, forçada a fugir da Alemanha nazista, conduzia pesquisas em Copenhague. Meitner trabalhava juntamente com seu sobrinho, Otto Frisch, e Niels Bohr. Frisch e Meitner acreditavam que os fragmentos leves seriam sobras do processo de separação, mas perceberam ao somar as massas que não era respeitado um equilíbrio, já que os produtos eram mais leves do que o átomo inicial. Meitner então completou a diferença das massas utilizando o princípio de Einstein de equivalência de massa e energia. Dessa forma, Meitner

provou a existência da fissão, confirmou as teorias de Einstein e abriu caminhos para que a produção de energia a partir de processos nucleares.

A moderação de nêutrons foi outro processo muito importante para levar ao domínio da fissão. A diminuição da velocidade do nêutron para níveis em que a seção de choque dos núcleos é grande o bastante para que haja interações foi fundamental para que reações em cadeia pudessem existir, já que os nêutrons são gerados na faixa rápida após fissões. Apesar de formulações para transporte de partículas neutras terem fundações no século XIX com Maxwell (1859) e Boltzmann (1895), a descoberta do nêutron por Chadwick veio quase 70 anos depois (1932). Devido a sua baixa densidade na matéria em estudos de “gases de nêutrons”, a não linearidade das equações de Boltzmann pode ser muito simplificada e soluções analíticas foram atingidas. A primeira prova experimental de que essa partícula passa por consideráveis perdas de energia após colisões em meios hidrogenados veio pouco tempo depois por Fermi et al. (1934) com estudos de difusão em parafina (2).

2.1.2 CP-1 -*CHICAGO PILE 1* (PILHA DE CHICAGO)

Em 1939 Niels Bohr mudou-se para os Estados Unidos, onde discutiu a descoberta de Hahn-Strassman-Meitner com Einstein e também com Fermi. A possibilidade de se atingir uma reação em cadeia de fissão de átomos, gerando grandes quantidades de energia, surgiu nessas conversas e logo intrigou toda a comunidade científica. Eles chegaram à conclusão de que seria necessário concentrar uma quantidade de urânio, que chamaram de massa crítica sob certas condições para que isso fosse possível.

Em 1941 Fermi e um colaborador, Leo Szilard, desenvolveram um projeto teórico para um reator capaz de sustentar uma reação em cadeia. O reator seria construído como uma pilha de urânio e grafite formando uma estrutura cúbica de material físsil. No início de 1942, na universidade de Chicago, Fermi liderou o projeto que levou a construção de seu reator em novembro do mesmo ano. A *Chicago Pile-1* (CP-1) foi construída embaixo do estádio da universidade em uma antiga quadra de squash. Para controlar a reatividade e retardar a reação em cadeia, foram adicionadas barras de controle de cádmio, um eficiente absorvedor de nêutrons de baixa energia, ao projeto inicial. Em 2 de dezembro, sob a supervisão de Fermi foram retiradas as barras de controle pouco a pouco ao longo várias horas até que em certo

ponto a reação tornou-se autossustentável. Esse é tido como o marco histórico que inicia a era nuclear.

2.1.3 PROGRAMA NUCLEAR AMERICANO

2.1.3.1 Projeto Manhattan

Em meio aos conflitos da segunda guerra mundial os esforços na área nuclear foram focados em aplicações bélicas, especialmente sob o Projeto Manhattan. O Projeto Manhattan foi uma operação militar e científica de grandes proporções, com financiamento quase ilimitado, operado em mais de 30 centros de pesquisa, produção de material físsil e diferentes componentes.

Até então o urânio era utilizado em sua concentração natural, que consiste de aproximadamente 99,3% de U^{238}, um isótopo fértil em espectro térmico e físsil em espectro rápido, e 0,7% de U^{235}, um isótopo físsil e de massa crítica, isto é mínima massa necessária para a confecção de um artefato nuclear, muito menor. Para que seja possível atingir uma massa crítica utilizável em armamentos, era necessário que houvesse uma concentração muito alta de U^{235} ou que fosse utilizado outro elemento. Devido à urgência do projeto e à grande disponibilidade de capital e especialistas, ambas as opções foram contempladas e seus frutos foram essenciais para o desenvolvimento dos reatores.

O enriquecimento de urânio é um dos processos mais importantes na engenharia nuclear e foi desenvolvido primeiramente nos laboratórios de Oak Ridge, no Tennesse. O desenvolvimento de métodos de separação isotópica para o enriquecimento do urânio para fins bélicos é necessário em níveis de alta pureza, tendo sido realizado até 99% de U^{235}, o que torna a massa crítica muito menor. Esses métodos hoje são utilizados para enriquecer urânio à 2,5% a 7% na maioria dos reatores de potência.

A segunda forma foi a produção de plutônio a partir de urânio com pilhas produtoras, que são reatores nos quais a fertilização de U^{238} (pela absorção parasítica de neutrôns formados na fissão em cadeia de isótopos de U^{235}) leva à geração de Pu^{239}. Em Oak Ridge foi construído o primeiro produtor de plutônio, o X-10. Esse reator era composto por um cubo de grafita de 7,3m envolto por concreto de alta densidade. Havia 1.248 canais nos quais vários pequenos elementos cilíndricos contendo urânio formavam longos elementos combustíveis. A refrigeração era a ar,

que circulava nos canais em torno dos elementos. Após certos períodos de operação novos elementos eram inseridos de um lado e os elementos irradiados caíam do outro lado em uma piscina de decaimento. Esse material era então tratado quimicamente para a separação do plutônio. O X-10, visto na Figura 2.1, operava a 1.000 kW e produziu pequenas quantidades de plutônio que foram muito importantes para o projeto da bomba e o estudo desse elemento químico (3).

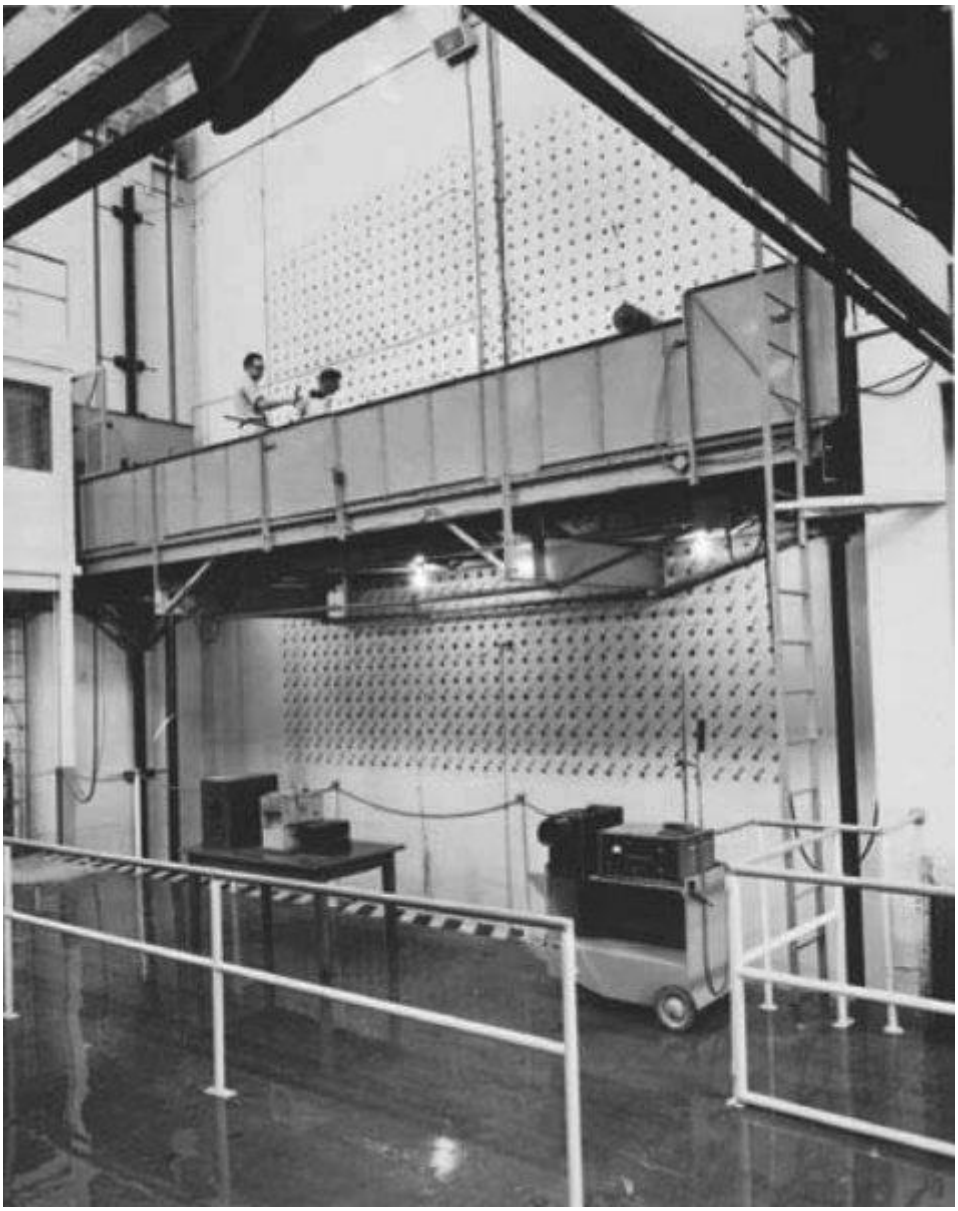

Figura 2.1: Primeiro reator moderado a grafite, o X-10, em ORNL (3)

Outro reator foi construído em Hanford Site, Washington, chama-se Reator B e foi o primeiro a produzir plutônio em larga escala. Projetado para operar a 250.000 kW, o Reator B foi completado em 1944 era formado por um cilindro de 8,5m por 11m com eixo na horizontal constituído por 1.200 toneladas de grafita e 2.004 elementos

combustíveis revestidos com tubos de alumínio. Duzentas toneladas de urânio alimentavam o reator, que era resfriado a água e moderado por grafita. A água do rio Columbia era filtrada antes de ser bombeada pelos tubos de alumínio em volta dos elementos combustíveis a uma taxa de 75.000 galões por minuto. Esses dois reatores foram muito importantes para o desenvolvimento após a guerra de reatores de potência.

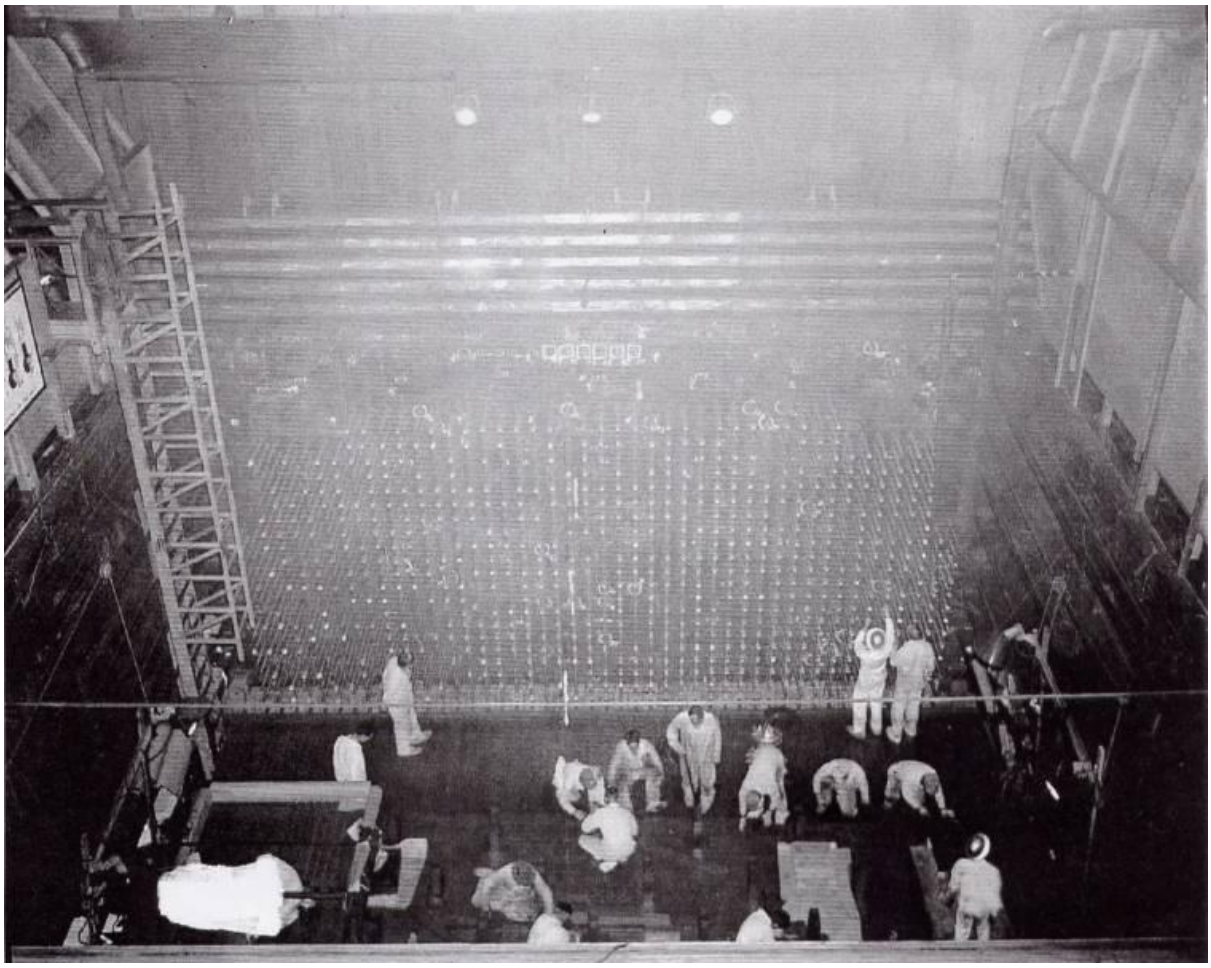

Figura 2.2: Reator B em ORNL (4)

Com o objetivo de fomentar outros usos para a tecnologia nuclear, o congresso americano fundou em 1946 a AEC (Comissão De Energia Atômica). Essa comissão foi responsável pelos primeiros projetos americanos de reatores de potência para geração de energia. Já em 1951, foi construído um reator capaz de gerar mais energia do que consumir, entretanto a margem era muito pequena para explorá-lo comercialmente (foram acesas 4 lâmpadas de 200 watts). O EBR-I (Reator Regenerador Experimental nº1) foi projetado para provar que era possível gerar material combustível a partir da queima de urânio a uma taxa de queima igual à de

geração enquanto se utiliza a energia gerada. Foi percebido, ainda no X-10, que energia elétrica poderia ser gerada a partir de reatores nucleares, mas esse foi o primeiro reator a alimentar equipamentos.

EBR-I foi um reator de 1 MWt construído em 1948. Era composto de varetas com 12,7mm de diâmetro de U^{235} enriquecido em uma única grande montagem formando um núcleo de 232mm de diâmetro. A refrigeração era realizada com metal líquido bombeado por bombas eletromagnéticas. Uma liga eutética de sódio e potássio (NaK) passava pelo núcleo a uma velocidade de seis pés por segundo, aumentando a temperatura do fluído de 250°C a 350°C. O vaso e as tubulações possuíam duas contenções, sendo a entrada do refrigerante no topo do vaso do reator, indo para baixo através do envoltório e para cima através do núcleo. O controle era feito por barras e refletores para controle rápido com um movimento do envoltório inferior de 5 toneladas para proporcionar um controle lento (5).

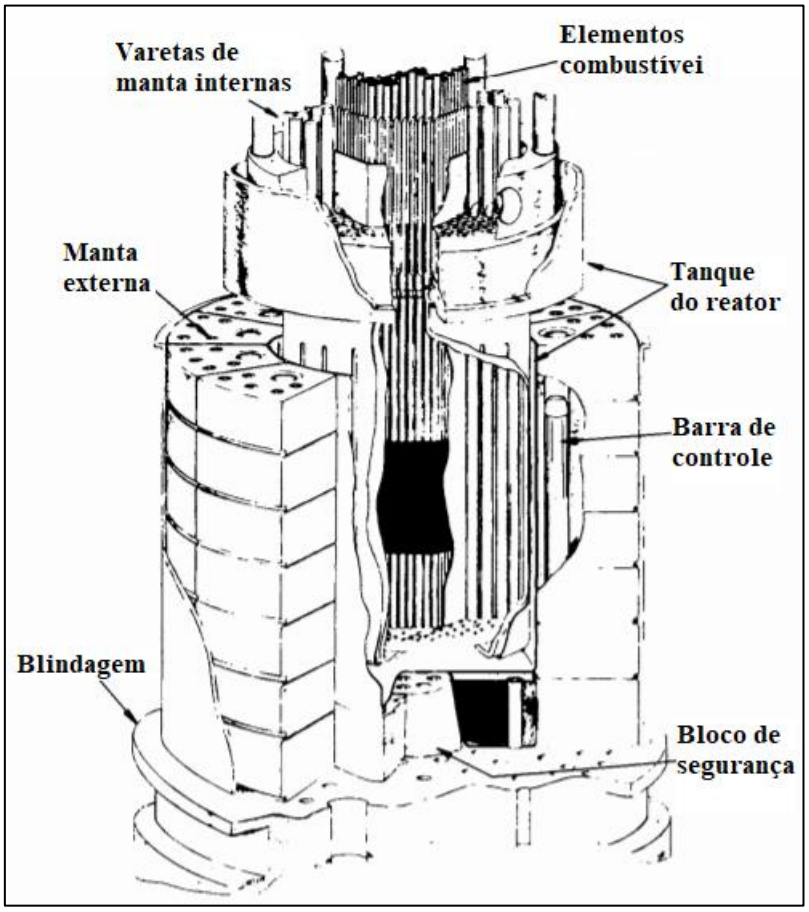

Figura 2.3: EBR-1 (5)

2.1.3.2 Programa nuclear naval americano

Em 1948, o senado americano aprovou o Ato de Energia Nuclear, substituto do Projeto Manhattan. Um dos responsáveis pelos novos desenvolvimentos com base em tecnologia nuclear era o Capitão Rickover, um grande defensor do uso da propulsão nuclear na marinha americana. Inicialmente foram construídos dois reatores em paralelo, já que não era possível prever qual deles operaria melhor. Duas empresas do setor energético que estiveram envolvidas no projeto Manhattan foram contratadas para desenvolver projetos paralelos de reatores compactos para propulsão de submarinos nucleares. A General Electric (reator a metal líquido) e a Westinghouse (reator a água pressurizada). No desenvolvimento desses protótipos foram necessárias várias inovações, especialmente na área de materiais. Em 1955, o primeiro submarino nuclear foi lançado ao mar com um reator a água pressurizada e, em 1957, o segundo com reator a metal líquido. Os dois não tiveram problemas de operação, mas logo ficou claro que PWR seria a melhor opção para se dar continuidade ao desenvolvimento da frota nuclear (6) (7).

A Westinghouse Electric Corporation, sob contrato com a Marinha EUA construiu, testou e operou um protótipo de reator PWR para submarino. Este primeiro reator foi chamado de reator térmico de submarino (STR em inglês). Em 30 de Março de 1953, o STR foi ligado pela primeira vez. Ainda naquele ano, noventa e seis horas de funcionamento foram operadas com sucesso, em plena potência, simulando uma travessia do Oceano Atlântico. O segundo núcleo S1W resistiu, em 1955, a um funcionamento contínuo em potência máxima de 66 dias, simulando uma trajetória de duas circunavegações da terra em alta velocidade (6).

O STR foi redesenhado como a primeira geração S1W de reator de submarino, que chegou à criticalidade em 30 de março de 1953. Era o protótipo do USS Nautilus (SSN 571) e foi seguido no meio para final dos anos 1950 pelo reator A1W (Porta-aviões), o protótipo para o porta-aviões USS Enterprise. Foi atribuída a Westinghouse Bettis a responsabilidade pela operação do reator que tinha projetado e construído, daí o W no nome (7).

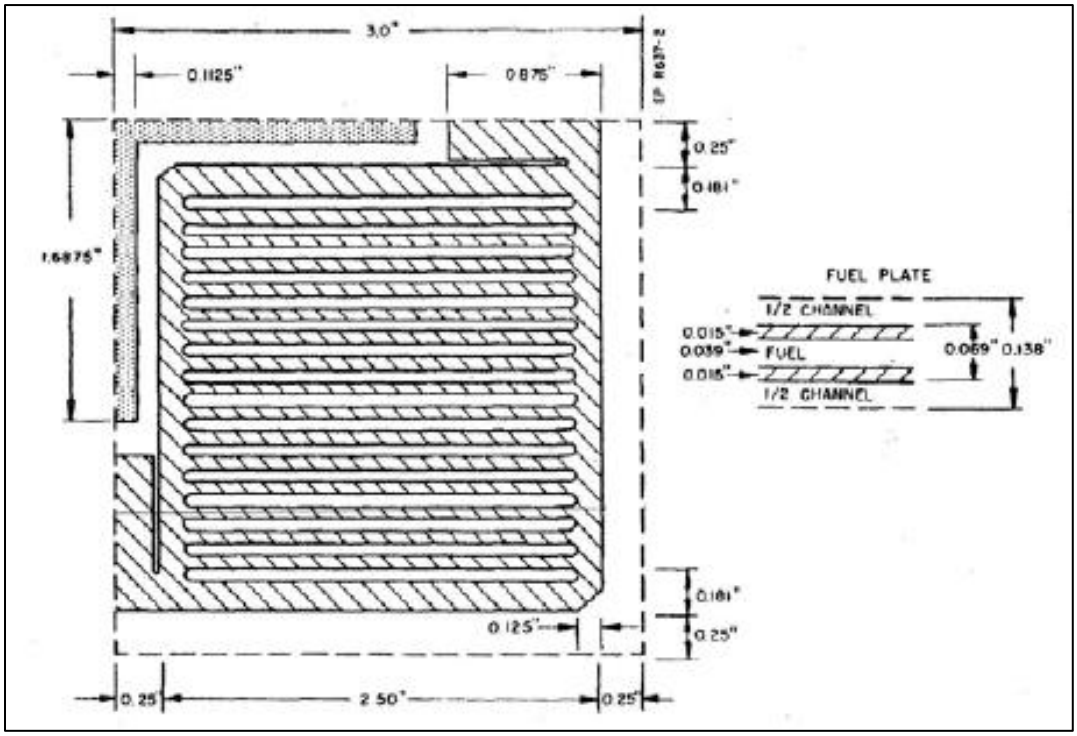

Figura 2.4: Configuração em placa do elemento combustível (6)

Os elementos combustíveis são placas estilo sanduíche de urânio e zircônio com cobertura de zircônio. A temperatura máxima do combustível era de 340°C e a temperatura, em modo camuflado, era de 290°C com um tempo médio de ciclo de 25 dias. A temperatura do reator é limitada pela temperatura de ebulição da água, sendo necessária a presença de vasos de alta pressão, encanamento robusto e trocadores de calor. O vapor era gerado a pressões relativamente baixas. As bombas exigiam muita potência para seu funcionamento e isso tornava o processo como um todo pouco eficiente, o que era compensado pelo baixo risco associado.

O segundo submarino nuclear da Marinha dos EUA, o USS Seawolf (SSN-575), utilizava um reator refrigerado a sódio (S2G) e operou por quase dois anos (1957-58). O reator era capaz de elevar a temperatura de entrada do líquido de arrefecimento mais de dez vezes que o Nautilus, refrigerado a água, fornecendo vapor superaquecido e uma temperatura de saída de 454 ° C, em comparação com 305 ° C do PWR (6). Apesar de ser altamente eficiente, possuía desvantagens operacionais graves. Grandes aquecedores elétricos eram obrigados a manter o refrigerante quente quando o reator era desligado para evitar o congelamento de sódio. Entretanto, o maior problema foi a transformação do sódio em um elemento altamente radioativo, com uma meia-vida de 15 horas, de modo que todo o sistema do reator

teve que ser mais fortemente blindado do que os arrefecidos a água, e o compartimento do reator não podia ser acessado por muitos dias após o seu desligamento. O reator foi substituído com um tipo PWR (S2Wa) semelhante ao do Nautilus (7).

Esses projetos foram o marco inicial para a construção de reatores PWR de utilização comercial para a geração de energia nos EUA. Os primeiros reatores instalados para a produção de energia foram construídos em Shippingport, Ohio.

2.1.3.3 Shippingport

O primeiro núcleo de PWR de Shippingport consistiu em uma região de semente (*seed*) de forma anular relativamente pequena, contendo conjuntos de combustível de liga de urânio altamente enriquecidos e uma região de envoltório (*blanket*) de varetas de combustível de dióxido de urânio natural dispostas em uma rede que circundava as regiões de semente tanto dentro como fora. A semente era autossustentável, mas o envoltório era ligeiramente subcrítica. O envoltório funcionou assim com um déficit de nêutrons e, se não fosse pela semente, rapidamente teria parado de produzir energia. No entanto, os nêutrons da semente que chegavam à envoltório compensaram o déficit. A semente continuou sendo a responsável pela geração de nêutrons para as reações no envoltório de tal forma que varetas de controle de *Hafnium* eram necessárias somente na semente.

O núcleo de semente e envoltório utilizou uma quantidade relativamente pequena de urânio enriquecido e uma grande quantidade de urânio natural. Uma liga metálica de urânio enriquecido (~93% U^{235}) na forma de placas estava contida em 32 conjuntos coletivamente (semente), enquanto o urânio natural estava contido em 113 pilhas de conjuntos coletivamente (envoltório). O combustível na região de envoltório era o urânio natural na forma de pastilhas de UO_2 revestidas com tubos de Zircaloy-2 de 10,25 polegadas de comprimento. As montagens de sementes foram dispostas em uma disposição quadrada com montagens de envoltório tanto dentro (45) quanto fora (68). Dessa forma um núcleo foi produzido em que os nêutrons de fuga da semente altamente enriquecida causariam produção de plutônio e fissão no plutônio e urânio natural das montagens de envoltório. O combustível de sementes continha aproximadamente 165 libras de U^{235}. O envoltório era composta por 14,2 toneladas de urânio natural na forma de dióxido de urânio, que era resfriado com água.

Além disso, as montagens de sementes sozinhas em sua matriz anular quadrada, mesmo na presença de água e sem suas varetas de controle, não poderiam, por si só, sustentar uma reação em cadeia. As características de multiplicação e reflexão de nêutrons de pelo menos uma porção de material do envoltório foram necessárias para sustentar a reação em cadeia.

O núcleo 1 foi reabastecido com três sementes adicionais e operou para um total de 27.781 horas efetivas de potência total (EFPH). A produção bruta elétrica total do núcleo 1 foi de $1,8.10^9$ kWh. A operação do núcleo 1 com a semente foi concluída em 9 de fevereiro de 1964 para preparar o reabastecimento do núcleo 2.

Um dos principais objetivos do segundo núcleo de PWR em Shippingport foi a demonstração do funcionamento de um núcleo de semente e envoltório de alto desempenho em termos de densidade de potência (160 kW / litro) e vida útil ($\geq$10 000 EFPH por semente e $\geq$20,000 EFPH para o envoltório). Comparado com o primeiro núcleo, o segundo núcleo tinha mais de cinco vezes a energia de saída de projeto e o dobro da densidade de potência. Enquanto o combustível do envoltório para o primeiro núcleo PWR de Shippingport era constituído por UO_2 sob a forma de pastilhas cilíndricas, o segundo núcleo usou este material cerâmico na forma de placas para aproveitar uma área maior de transferência de calor e diminuir a temperatura do combustível. Isso foi combinado com o desenvolvimento de Zircaloy-4 como material de revestimento de longa vida. O elemento de combustível da placa de óxido compartimentado, desenvolvido tanto para a semente quanto para o envoltório, foi especialmente adequado para atender à maior densidade de potência, maior energia total, à queima de boro como veneno e aos requisitos de carregamento de combustível do segundo núcleo.

O segundo núcleo de semente-envoltório para a Shippingport era composto, assim como o primeiro núcleo, de uma região de semente de forma anular relativamente pequena (~21% do volume do núcleo) cercada por dentro e por fora por regiões envoltório. O combustível de semente era UO_2 diluído com ZrO_2 ou ZrO_2-CaO, em contraste com a liga de urânio-Zircaloy do Núcleo 1. Do ponto de vista da geração de nêutrons, a semente era autossustentável, enquanto o envoltório não era. Consequentemente, a semente foi a região de controle de reatividade e as varetas de controle foram necessárias apenas na semente. A semente tinha 20 montagens, cada

uma contendo uma haste de controle cruciforme *Hafnium* e o envoltório tinha 77 elementos combustíveis. Os conjuntos de semente e envoltório se estendiam pela altura total de 2,44 m (8 pés) do reator.

O núcleo PWR 2 de Shippingport operou, com um reabastecimento de uma semente, de abril de 1965 a fevereiro de 1974 para um total de 23.812 EFPH. A estação foi, então desligada para pequenas modificações e instalação do núcleo LWBR.

O sistema de combustível LWBR foi baseado na geração de U^{233} físsil a patir do tório. O núcleo LWBR continha 12 módulos em forma hexagonal dispostos de forma simétrica cercada por 15 módulos refletores. Cada um dos módulos hexagonais de combustível era composto de um conjunto de semente móvel central, rodeado por um conjunto de envoltório estacionário. As montagens de sementes móveis foram usadas em vez de barras de controle ou venenos solúveis para controlar a reatividade. Esta minimização da captura parasítica de nêutrons possibilitou regeneração dentro do núcleo.

O combustível era utilizado sob a forma de *pellets* de cerâmica selados dentro de tubos Zircaloy-4 de 3m (10 pés) de comprimento. Os *pellets* de combustível nos conjuntos de sementes e envoltório eram compostos de óxidos mistos de U^{233} e de tório natural (essencialmente, um isótopo, Th^{232}). Em seções curtas nas partes superiores e nas partes inferiores das barras de combustível de semente e envoltório, os *pellets* de combustível eram de ThO_2. A região do refletor, que circunda os módulos de envoltório e de semente que produzem energia, continha combustível de tório fértil que absorvia os nêutrons de fuga. A captura de nêutrons pelo tório produziu novo combustível físsil de U^{233}. A configuração do refletor-semente-refletor do núcleo LWBR tinha 17.287 varetas de combustível contendo aproximadamente 1,6 milhão de *pellets* de ThO_2-UO_2 e 1,3 milhão de *pellets* de ThO_2.

O núcleo da LWBR iniciou a operação na estação Shippingport em 7 de setembro de 1977 e terminou a operação de energia de rotina em 1º de outubro de 1982. O reator operou para 29.047 EFPH (cerca de 5 anos) com um fator de disponibilidade de 86% e teve uma produção elétrica bruta de mais de $2{,}1.10^9$ kWh. Após o final da operação, o núcleo queimado foi examinado e nenhuma evidência de defeitos em elementos combustíveis foi encontrada. Estudos demonstraram que a

produção de material físsil foi maior do que o consumo, ou seja, que houve realmente regeneração no núcleo. Essa foi uma experiencia de sucesso com combustíveis alternativos e operou por mais de 160% da vida útil esperada, superando as expectativas além cumprir o papel de provar que poderia ser realizada a regeneração em reatores PWR.

2.1.3.4 Panorama de evolução e situação atual

No final da década de 1960, cresceram as encomendas de unidades de reator PWR e BWR com capacidade superior a 1000 MWe, levando a um grande programa de construção. Até hoje esses dois permanecem praticamente os únicos tipos de reatores de potência construídos comercialmente nos EUA. Os desenvolvimentos nucleares nos EUA sofreram um grande revés após o acidente de *Three Mile Island* em 1979. Apesar dos efeitos potencialmente catastróficos, o fato de que ninguém foi ferido ou exposto a radiação prejudicial fez com que esse acidente tenha servido como confirmação dos princípios de projeto conservadores dos reatores ocidentais. Muitas compras e projetos foram cancelados ou suspensos, e o setor de construção nuclear entrou em recessão por duas décadas, até que na década de 1990 foram encomendados mais de 100 reatores de potência comercial. A maioria desses reatores foi construída por empresas de serviços regulamentados, muitas vezes estatais, o que significava que o custo de capital (por exemplo, custos de atrasos) podia ser colocado em sua base tarifária, amortizando-o com a venda de energia. Dessa forma, seus consumidores suportaram o risco e pagaram o custo de capital.

Operacionalmente, a partir da década de 1970, a indústria nuclear dos EUA melhorou drasticamente sua segurança e desempenho operacional e, na virada do século, estava entre os líderes mundiais, com um fator de capacidade líquido médio superior a 90% e todos os indicadores de segurança excediam os objetivos de projeto. Esse desempenho foi alcançado enquanto a indústria dos EUA passava por uma desregulamentação, iniciada com a aprovação do *Energy Policy Act* em 1992 e especialmente após 1998, quando novas fusões de aquisições mudaram o cenário de gestão de usinas nucleares.

2.1.4 PROGRAMA RUSSO

Na Rússia os projetos avançavam rapidamente após a segunda guerra mundial e o projeto soviético de reatores começou no final da década de 1940,

chegando à decisão de se construir o reator de Obninsk foi tomada em 1950. O reator, que era baseado no conceito de canal resfriado a água, moderado a grafite e abastecido a urânio enriquecido, entrou em operação em 1954 com 5 MWe de capacidade, tornando-se o primeiro reator nuclear a produzir energia para rede de distribuição (8).

As primeiras duas usinas nucleares de escala comercial da Rússia iniciaram a operação em 1963-64 e seguiam a tecnologia do *Obninsk* de moderação a grafite. Esses reatores foram chamados de RMBK (reator do tipo canal de alta potência) e são hoje os mais antigos reatores ainda em operação. Já em 1971-73 os primeiros dos modelos nos moldes de produção atual foram encomendados. Esses modelos são os PWRs conhecidos como VVER (*Vodo-Vodyanoi Energetichesky* - " reator de potência água-água"), que são resfriados e moderados a água. Em meados da década de 1980, a Rússia tinha 25 reatores de energia em operação, mas a indústria nuclear estava envolvida por problemas. O acidente de Chernobyl, moderado a grafite, levou a uma reestruturação da área e a resolução destes com a aplicação de novas medidas de segurança aos RMBK (8).

2.1.4.1 Propulsão naval

Pouco tempo depois do lançamento do *Nautilus* a União Soviética também lançou ao mar seus primeiros submarinos nucleares. Em 1959 três submarinos movidos a reatores PWR, que geravam 70MW de potência a partir da fissão de urânio ^{235} com teor de 20% de enriquecimento. Os reatores foram produzidos pela NIKIET. Hoje uma empresa privada, ela funcionava sob o Departamento de Pesquisa e Desenvolvimento da antiga URSS (6).

Os submarinos russos da classe Alfa possuíam um único reator resfriado por metal líquido (LMR) de 155 MWt e usando urânio muito enriquecido – combustível de U-Be com teor de 90%. Estes submarinos eram mais velozes comparados aos outros em operação no mesmo período, mas tiveram dificuldades operacionais graves. Eles enfrentaram problemas de corrosão dos componentes do reator, ponto de fusão, potência da bomba, alta atividade de polônio e contratempo na troca de combustível. No reabastecimento era necessário um fornecimento de vapor para manter o metal líquido. Os reatores tinham de ser mantidos em execução mesmo no porto, uma vez que o fornecimento de aquecimento externo se mostrou ineficiente para assegurar

que o refrigerante de chumbo-bismuto não congelasse quando o reator era desligado. Além disso, o Bismuto conduz à radiação a partir dos produtos ativados, particularmente polônio. O projeto não teve sucesso e foi utilizado em apenas oito embarcações, que foram aposentadas após curto período de vida. Uma vantagem é que na desativação, o núcleo pode ser simplesmente desativado, transformando-se numa massa sólida com blindagem adequada (6).

2.1.4.2 RBMK

Esse reator funciona com uma pilha de grafite localizada em uma câmara hermeticamente selada com canais axiais nos quais são inseridos elementos combustível ou instrumentos de monitoramento e barras de controle. A cavidade é preenchida com gases hélio e nitrogênio para impedir a oxidação do grafite e para melhorar a capacidade de transferência de calor para a água. Os canais de retirada de calor são divididos em dois loops independentes abastecidos por quatro bombas cada, três operacionais e uma reserva. A água é inicialmente levada pela bomba mestra a 20 canais que se dividem em tubulações de alimentação que finalmente entram nos canais de combustível do núcleo. Nos canais de combustível há a retirada de calor, aumentando a temperatura da água, que atinge um ponto de saturação e sai do núcleo em mistura de líquido e vapor. A água segue então para separadores, onde o vapor é separado e mandado para as turbinas enquanto o líquido é direcionado de volta à bomba principal juntamente com a água condensada na saída da turbina (9).

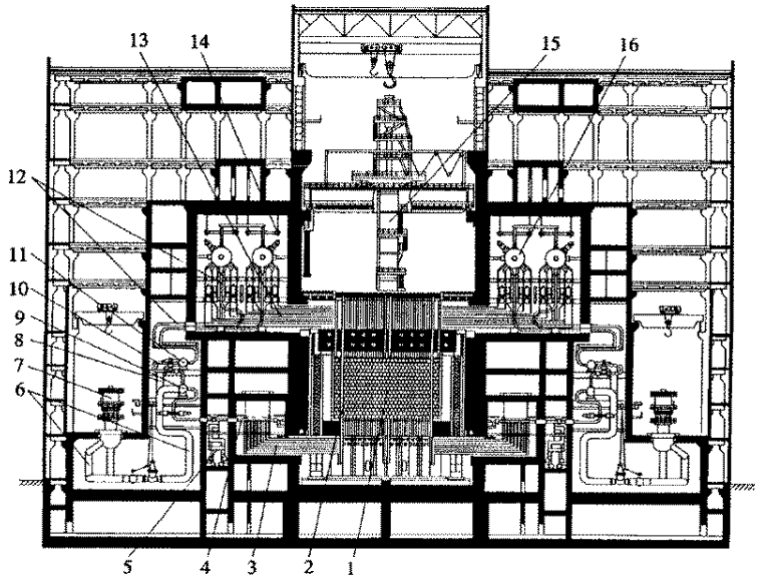

Figura 2.5:RMBK Iguala (9)

2.1.4.3 VVER

Os reatores VVER são resfriados e moderados à água leve pressurizada com núcleo composto de conjuntos de combustível hexagonais. Por ser de construção barata, robusta e simples, o VVER tornou-se um dos principais sistemas de abastecimento de energia na União Soviética desde a sua primeira geração.

A primeira geração desses reatores foi instalada antes de 1970 e possuía 440MWe de potência de projeto. No modelo mais comum, o V230, as características de segurança eram muito rudimentares e os sistemas de controle, processamento de informações e instrumentação eram de baixa qualidade. Devido à grande quantidade de água que passava pelo núcleo do reator, a densidade de potência era baixa, levando a uma eficiência global baixa (10).

O VVER 440/230 foi o modelo soviético de PWR inicial e ainda há alguns em operação atualmente. O combustível utilizado é urânio levemente enriquecido na forma de UO2 e posicionado em cascos cilindros de metal. Esses elementos são resfriados por um fluxo de água leve pressurizada que passa por geradores de vapor horizontais, cujo produto alimenta as turbinas geradoras de energia. O VVER 440/230 possuía seis loops primários com motores independentes para o bombeamento de cada um (10). Dessa forma o projeto é muito similar a um PWR ocidental, mas não possui diversas das características de segurança aplicadas aos reatores não soviéticos. Alguns dos sistemas ignorados incluem proteções anti incêndio,

refrigeração de emergência do núcleo e contenção reforçada do reator. Além disso, o vaso do reator sofria com fragilizações de sua estrutura devido ao fluxo de nêutrons rápidos que fugia do núcleo. A segurança do reator dependia muito do componente humano, o que gerava muitas preocupações.

A segunda iteração desse projeto foi o VVER 440/213, que aplicou conceitos de segurança sem comprometer os outros sistemas do reator. Foram adicionados um supressor de pressão que atuava por meio de um condensador de bolhas, um sistema de refrigeração de emergência para caso de perda de refrigerante no circuito primário, sistema de proteção anti incêndio, sistemas de monitoramento e uma sala de operações emergenciais separada. Houve também uma mudança no projeto para que o fluxo de nêutrons rápidos nas paredes do vaso fosse minimizado. Os sistemas de segurança também passaram a ter redundâncias considerando três vezes a capacidade necessária (10).

A próxima geração de reatores foi projetada para 1000MWe e lançada após 1975 com novos avanços na área de segurança. O VVER 1000/320 tem uma contenção de 0.5MPa de pressão total de projeto e um sistema de resfriamento capaz de superar diversos cenários de vazamento de refrigerante no circuito primário. Além da maior potência, esse reator conta com materiais de maior duração e resistência e também possui fácil acesso para inspeção e manutenção de componentes. Novos conceitos de segurança passiva e de automatização foram incorporados ao projeto ao longo do tempo (10). A geração atual de reatores é a VVER 1200, que apresenta padrões de segurança altos e está em processo de regulamentação também perante órgãos dos EUA e do Reino Unido (11).

Reatores VVER de gerações anteriores são construídos até hoje e operam em diversos países, como Índia, Finlândia e Turquia além dos países da antiga União Soviética. Há também a construção de reatores VVER no Irã, mas problemas políticos apresentam grandes desafios para a sua finalização.

2.1.4.4 PANORAMA DE EVOLUÇÃO E SITUAÇÃO ATUAL

Atualmente a Rosenergoatom é a única empresa russa que opera usinas de energia nuclear na Rússia, sendo a descendente direta da empresa estatal da antiga União Soviética responsável pelo programa nuclear nacional. Suas dez usinas

nucleares têm status de filiais. A empresa foi estabelecida em 1992 e foi reestruturada em 2001, como uma divisão da SC Rosatom (12).

Entre o acidente de Chernobyl de 1986 e meados da década de 1990, apenas uma central de energia nuclear foi encomendada na Rússia, a *Balakovo* de quatro unidades, além da adição da unidade 3 à usina de Smolensk. As reformas econômicas após o colapso da União Soviética significaram uma grave escassez de fundos para desenvolvimento nuclear, e uma série de projetos foram paralisados. Entretanto, no final da década de 1990, as negociações de reatores para o Irã, a China e a Índia foram retomadas e o programa de construção doméstica estável da Rússia foi revigorado na medida em que os recursos externos permitiram investimentos domésticos.

Em 2000, a construção nuclear voltou ativamente e Rostov 1 (também conhecido como *Volgodonsk* 1), o primeiro das unidades atrasadas, foi iniciada em 2001, juntando-se aos 21 GWe já instalados na rede. Esse grande potencial aumentou a indústria nuclear russa, que continuou construindo com as unidades de *Kalinin* 3 em 2004, *Rostov* 2 em 2010 e *Kalinin* 4 em 2011. Em 2006, a decisão do governo de desenvolver a energia nuclear foi intensificada com projeções de adição de 2-3 GWe por ano para 2030 na Rússia, além de exportar plantas para atender a demanda mundial por cerca com 300 GWe de nova capacidade nesse período. No início de 2016, a Rosatom publicou que o PIB da Rússia ganhou três rublos por cada rublo investido na construção de usinas nucleares no país, levando ao desenvolvimento socioeconômico do país como um todo. No entanto, no início de 2017, o CEO da Rosatom disse que o governo acabaria com o apoio estatal para a construção de novas unidades nucleares em 2020, levando a empresa a um novo modelo econômico para tonar-se rentável de forma independente, principalmente através de projetos comerciais de energia nuclear no mercado internacional. Ele disse que a Rosatom veio de ser um consórcio de empresas não lucrativas e administradas separadamente há uma década para uma corporação estatal verticalmente integrada com estratégias aprimoradas e desempenho financeiro, graças, em parte, a um programa de financiamento estatal de grande escala. (12)

Em fevereiro de 2010, o governo aprovou o programa de metas federais projetado para trazer uma nova plataforma tecnológica para o setor de energia

nuclear com base em reatores rápidos. Em junho do mesmo ano, o governo aprovou planos para 173 GWe de nova capacidade de geração até 2030, sendo 43,4 GWe de fonte nuclear. A atual estratégia de longo prazo da Rosatom até 2050 envolve a mudança para instalações nucleares inerentemente seguras usando reatores rápidos com ciclo de combustível fechado, especialmente sob o projeto *Proryv* (avanços inovadores). O objetivo final do ciclo do combustível fechado é eliminar a produção de resíduos radioativos da geração de energia (12).

Atualmente a Rosatom possui fluxo de caixa para pedidos fora da Rússia equivalente ao PIB da Hungria. Há 8 reatores em construção na Rússia e 34 em outros países. Além disso, a empresa também é responsável pelo abastecimento de embarcações com propulsão nuclear, como quebradores de gelo e toda a frota de submarinos nucleares russos (13).

2.1.5 PROGRAMA INGLÊS

Na Inglaterra a Autoridade do Reino Unido de Energia Atômica foi criada em 1954 para ser a corporação responsável pelo desenvolvimento e pela regulação de tecnologia nuclear. Os projetos haviam começado já em 1946, quando cientistas britânicos envolvidos no projeto Manhattan propuseram a construção de pilas para a produção de plutônio de aplicação bélica. Esses planos sofreram atrasos, pois tiveram que ser apresentados ao novo primeiro ministro, que desconhecia o projeto nuclear secreto, e também enfrentaram grande oposição internacional, principalmente dos EUA, que não queriam que houvesse pilhas produtoras de plutônio na Europa (14).

A primeira central nuclear foi construída em WindSCALE, na região central da ilha da Grã-Bretanha e foi a primeira no mundo a produzir energia em escala industrial (quatro reatores de 60MWt) (14). O projeto era chamado de MAGNOX (metal com magnésio) ou PIPPA (do inglês, pilha pressurizada produtora de energia e plutônio) e tinha aplicações comerciais e militares. Inicialmente a produção de plutônio era o principal papel das unidades, que depois foram convertidas em reatores para a produção de energia. Cada unidade possuía chaminé de 120 m (400 pés), pesava 57.000 toneladas e era colocada em poços de concreto de 3 m (10 pés) de profundidade, 100 pés de comprimento e 60 m (200 pés) de largura (14), como visto na prédio do MAGNOX em corteFigura 2.6.

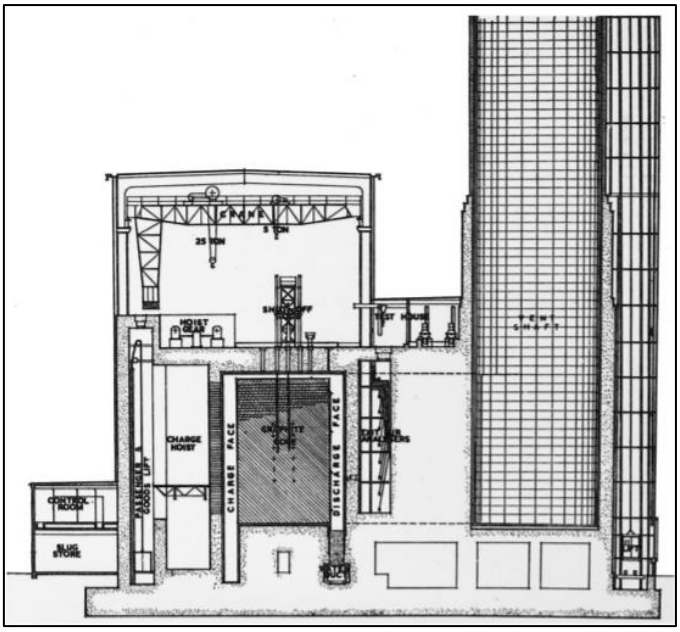

Figura 2.6: prédio do MAGNOX em corte (14)

A água necessária para resfriar a pilha devia ser de alta pureza e abundante, o que era raro na Grã-Bretanha. Apenas a região de lagos Escocesa possuía reservas com características aceitáveis, mas eram muito distantes para alocação de pessoal e materiais e apresentavam níveis de cloro quatro vezes acima do padrão americano. Com essas dificuldades geográficas e por questões de simplicidade de projeto, o resfriamento a gás sob pressão e moderação por grafite foi escolhido. O plano original de se construir três pilhas foi cancelado depois de conversas com Estados Unidos, que era contra a instalação de pilhas produtoras de plutônio na Europa, levando à construção de somente duas pilhas. O projeto foi de autoria britânica, já que pilhas parecidas apresentaram falhas após curto período de operação nos EUA devido à expansão do grafite. O grafite foi importado do Canadá e mais de 150.000 blocos de grafite de diferentes configurações foram usinados na Inglaterra. A pilha possuía um formato cilíndrico com o eixo na horizontal, diâmetro de 45,72 m (50 pés) e comprimento de 7,62 m (25 pés). Havia canais horizontais para o abastecimento, assim como para a entrada de barras de controle e experimentos. O núcleo do reator era envolto por mais uma camada de grafite, que agia como refletor para diminuir a fuga de nêutrons. Por fora do grafite ainda havia barreiras térmicas e biológicas feitas principalmente de concreto (14).

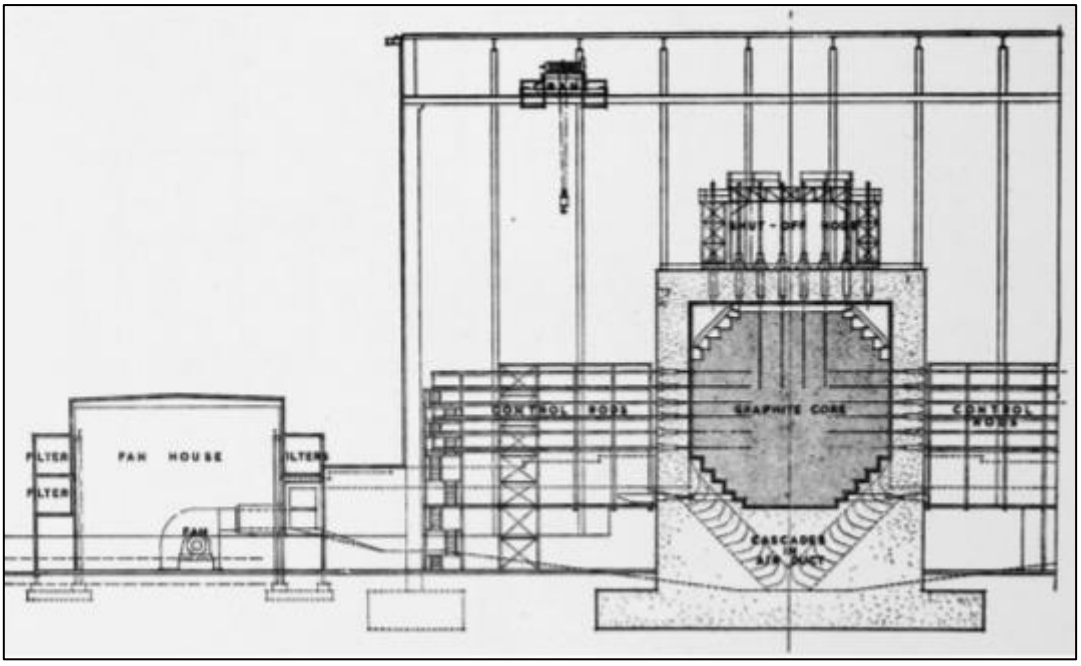

Figura 2.7: Edifício do reator MAGNOX com prédio auxiliar de ventilação (14)

O fluido refrigerante era o ar, que passava pela pilha e seguia para chaminés altas. Cada pilha possuía duas unidades de ventilação que, em adição aos ventiladores principais, também contava com ventiladores menores para períodos de desligamento. Isso era necessário devido aos produtos de fissão altamente radioativos que se acumulavam nos elementos combustíveis, gerando calor e também impedindo a manejo por parte de operadores na recarga e manutenção. Cada unidade de ventilação era composta por quatro ventiladores e dos oito, sete eram mantidos em operação sob condições normais de operação, e em nenhum momento todos os ventiladores de uma unidade estavam desligados. Essa condição era exigida para que não houvesse circulação em sentido inverso ao de projeto, ou seja, para que não fosse ar da pilha para a unidade. O ar saía das unidades para dutos separados que se uniam logo antes de chegar à pilha. A circulação continuava pelos dutos de refrigeração nos blocos de grafita e era direcionado à chaminé de 120 m de altura. O ar que circulava tinha 1% de argônio, que se torna radioativo ao absorver nêutrons e cálculos mostraram que ao ser liberado a 60 m de altura o isótopo radioativo decairia antes de descer ao solo (14,15). Levando-se em consideração um fator de segurança, foi determinada a altura da chaminé com o dobro do mínimo necessário. Devido a receios de que pudesse haver liberação de partículas com urânio levantados por inspetores americanos, foram adicionados filtros nos topos das chaminés ao final da construção das torres.

Cada unidade também contava com dois ventiladores auxiliares e quatro ventiladores de desligamento. Os ventiladores de desligamento foram concebidos para serem utilizados quando as pilhas estivessem fora de operação, com o intuito de retirar o calor residual gerado pela decomposição dos produtos de fissão. Os ventiladores auxiliares direcionavam um volume de ar dos ventiladores principais ou de desligamento para o poço de carregamento a uma pressão ligeiramente aumentada. Esse processo garantia que, sob todas as condições, qualquer fluxo de ar seria direcionado para dentro da pilha e assim o ar não fluiria da pilha para a área de carregamento (14), Figura 2.8.

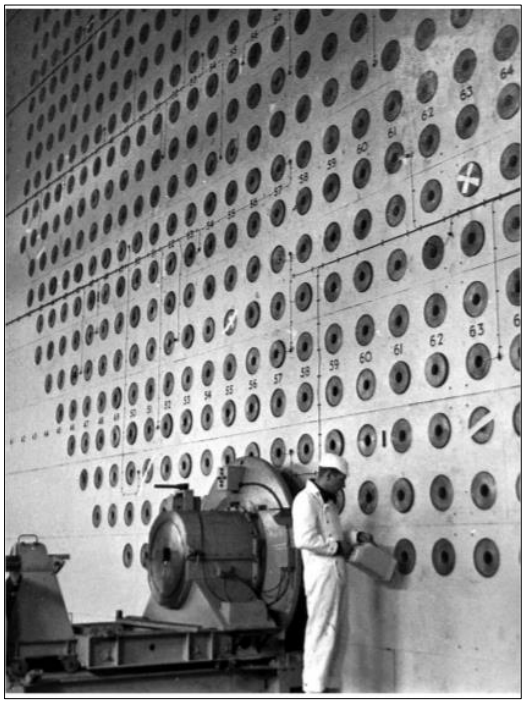

Figura 2.8:Alimentação do reator MAGNOX (14)

As unidades subsequentes da MAGNOX foram progressivamente escalonadas dez vezes e otimizadas para a produção contínua de eletricidade. A eficiência térmica foi inicialmente muito baixa - 22% para os primeiros de uso único e isso aumentou para 28% para os mais recentes dos 26 construídos no Reino Unido. Dois foram vendidos para o Japão e a Itália, e unidades similares foram construídas em França. A vida útil do projeto era originalmente de 20 anos, mas a maioria operou por pelo menos duas vezes esse período.

Em fevereiro de 1955, o governo publicou um livro intitulado “Um programa de energia nuclear” anunciando o primeiro programa puramente comercial, construindo

reatores MAGNOX de capacidade entre 1400 e 1800 MWe até 1965 e investigando o uso futuro de reatores regeneradores de espectro rápido. Em seguida a crise de Suez de 1956 acentuou preocupações sobre a falta de carvão e petróleo, levando a um documento de abril de 1957 viabilizando investimentos de capital das indústrias de carvão, gás e eletricidade, que propuseram aumentar o programa de construção nuclear para uma faixa de capacidade entre 5000 e 6000 MWe. O governo deu a tarefa de implementar o novo Programa MAGNOX para a *Central Electricity Authority*, que logo foi substituído pelo *Central Electricity Generating Board* (CEGB) em abril de 1958. A propriedade dos primeiros oito reatores MAGNOX em Calder Hall e Chapelcross, bem como a ampla gama de esforços de pesquisa e desenvolvimento nuclear do país - incluindo o programa FBR centrado no site Dounreay - permaneceu com o UKAEA (veja a seção abaixo na UKAEA). Em 1956 iniciou-se a construção na estação Berkeley com duas unidades, seguida de uma estação irmã em Bradwell no próximo ano. Ambas as estações começaram a gerar eletricidade em 1962. Outras estações de Magnox (cada uma composta por duas unidades) construídas por cinco consórcios diferentes e foram comissionadas até 1971. Embora tenham sido construídas menos unidades do que as previstas no documento de 1957, as plantas posteriores foram ampliadas mais do que o esperado e cerca de 4200 MWe de capacidade Magnox foram instalados.

2.2 GERAÇÕES

2.2.1 GERAÇÃO I

O Gen I se refere aos protótipos e aos reatores de potência que lançaram energia nuclear civil e foram desenvolvidos nas décadas de 1950 e 1960 por EUA, URSS, Grã-Bretanha e França. Esta geração é constituída por protótipos iniciais de reatores como Shippingport (1957-1982) na Pensilvânia, Dresden-1 (1960-1978) em Illinois e Calder Hall-1 (1956-2003) no Reino Unido. Esse tipo de reator normalmente funcionava a níveis de potência baixos e serviram para demonstrar a aplicação pacífica de reatores nucleares após a segunda guerra mundial, abrindo portas para a exploração comercial da energia atômica (16). Esses reatores eram, em geral, moderados a grafite e resfriados a gás (CO_2 ou ar).

2.2.2 GERAÇÃO II

A segunda geração de reatores é composta pelos primeiros reatores comerciais que foram projetados com duas diretrizes principais: economia e

confiança. A expectativa de vida útil desses reatores em projeto foi de 40 anos. Modelos de geração II incluem reatores a água pressurizada (PWR), o reator canadense a água pesada abastecido a urânio natural (CANDU), reatores a água fervente (BWR), reatores avançados a gás e reatores Vodo-Vodyanoi Energetichesky (VVER).

Esses sistemas começaram a ser operados na segunda metade da década de 1960 e representam a maior parte dos mais de 400 reatores PWR e BWR em operação comercial hoje. Esses sistemas utilizam mecanismos de segurança ativos tradicionais com ativação automática ou iniciados pelos operadores. Alguns sistemas projetados também operam passivamente (por exemplo, usando válvulas de alívio de pressão) e funcionam sem controle do operador ou perda de potência auxiliar. A maioria das usinas Gen II ainda em operação no ocidente foram fabricadas por uma de três empresas: Westinghouse, Framatome (agora parte da AREVA) e General Electric (GE).

A Central Nuclear Coreana (KSNP), que é baseada na tecnologia Gen II desenvolvida pela *Combustion Engineering* (agora Westinghouse) e Framatome (agora AREVA), é agora reconhecida como um projeto Gen II e evoluiu para se tornar a KSNP +. Em 2005 o KSNP / KSNP + foi renomeada como o OPR-1000 (Optimized Power Reactor) para os mercados asiáticos, particularmente Indonésia e Vietnã. Seis unidades OPR-1000 estão em operação e quatro estão em construção. A frota de energia civil existente e planejada da China baseia-se no PWR. Dois projetos importantes usados na China são o chinês PWR 1000 melhorado (o CPR-1000), que é baseado no projeto Framatome de 900 MW de três loops de Geração II e os projetos padrão PWR de 600 MW e 1.000 MW (série CNP).

Esses sistemas exigem grades elétricas relativamente grandes, seguem padrões de segurança ocidentais e produzem quantidades significativas de combustível usado (rejeito) que requerem disposição final em um repositório de alto nível ou reprocessamento como parte de um ciclo de combustível parcial ou totalmente fechado. Economicamente as usinas Gen II existentes, em construção ou em fase de planejamento apresentam-se ainda viáveis e rentáveis, particularmente na Ásia. Entretanto, os eventos catastróficos nas usinas nucleares de Fukushima Dai-ichi foram avaliados pelos especialistas técnicos e regulatórios tanto nos Estados

Unidos quanto em todo o mundo e decisões políticas levaram ao fechamento de usinas. Em geral os pareceres técnicos foram focados em cinco tópicos (16):

1. Garantir a proteção contra eventos externos;
2. Melhorar procedimentos de mitigação de eventos de além da base de projeto;
3. Fortalecer a prontidão de emergência para eventos em múltiplas unidades;
4. Assegurar uma estrutura reguladora forte;
5. Desenvolver com base nos efeitos observados novas formas de mitigar as consequências radiológicas de um acidente.

Para a estrutura dos reatores algumas recomendações foram feitas principalmente em relação à piscina de resfriamento de combustível usado e aos sistemas de ventilação e filtragem. Um foco maior em segurança mostrou-se necessário e, segundo Rosner e Goldberg, no mínimo, quatro sistemas de segurança devem ser revistos (16):

1. Estruturas de contenção em BWRs Mark I;
2. Capacidade de arrefecimento de emergência do núcleo resultante da perda de sistema reserva de energia;
3. Desempenho de combustível de óxido misto em projetos de reator Gen II;
4. Análises críticas de segurança dos vários projetos de piscinas de resfriamento de combustível usado existentes.

2.2.3 GERAÇÃO III E III+

Os reatores nucleares da Geração III são essencialmente reatores da Geração II com aperfeiçoamentos de projeto evolutivos e de última geração. Essas melhorias estão nas áreas de tecnologia de combustível, eficiência térmica, construção modularizada, sistemas de segurança (especialmente o uso de sistemas passivos ao invés de ativos) e um projeto padronizado. As melhorias na tecnologia de reatores da Gen III visam uma vida operacional mais longa, potencialmente excedendo 60 anos, antes de uma revisão completa e da reposição de vasos de pressão do reator. Estudos profundos e pesquisas para investigar o envelhecimento das usinas nucleares depois de 60 anos são necessárias para permitir que esses reatores

operem por períodos estendidos. Ao contrário dos reatores Gen I e Gen II, os reatores Gen III foram projetados já com regulações específicas, ou seja, seu desenvolvimento foi realizado em conjunto com autoridades regulatórias e seus requisitos de segurança são padronizados.

O PWR avançado de 600 MW da Westinghouse (AP-600) foi um dos primeiros projetos de reator da Gen III. Paralelamente, a GE Nuclear Energy projetou o Reator de Água Fervente Avançado (ABWR) e obteve uma certificação de projeto da NRC. A primeira dessas unidades foi lançada no Japão em 1996. Outros projetos de reatores da Gen III incluem o CANDU 6, desenvolvido pela Atomic Energy of Canada Limited (EACL); E o Sistema 80+, um projeto da Combustion Engineering. Apenas quatro reatores da Gen III, todos ABWRs, estão em operação hoje. Não há plantas Gen III em serviço nos Estados Unidos (16).

A Hitachi cuidadosamente aperfeiçoou seus processos de construção durante a construção do ABWRs japonês. A unidade de Kashiwazaki-Kariwa iniciou a operação comercial em 2 de julho de 1997 - quatro anos e um dia após o início da construção, em 7 de julho de 1993. Se a indústria de energia nuclear dos Estados Unidos puder aprender com as técnicas de construção da Hitachi, muitos bilhões de dólares e anos de tempo poderiam ter sido salvos. O Shaw Group e a Westinghouse visando adotar a construção modular lançaram um esforço conjunto em uma instalação em Lake Charles para a fabricação de módulos para o AP-1000.

Os projetos de reator Gen III + são um desenvolvimento evolutivo de reatores Gen III, oferecendo melhorias significativas de segurança sobre os projetos de reatores da Gen III certificados pela NRC nos anos 90. Nos Estados Unidos, os desenhos da Gen III + devem ser certificados pela NRC de acordo com 10 CFR Parte 52.

Exemplos de Gen III + incluem:

- Reator VVER-1200 / 392M do tipo AES-2006
- Reator CANDU Avançado (ACR-1000)
- AP1000: baseado no AP600, mas com maior potência de saída
- Reator Europeu Pressurizado (EPR): descendente evolucionário dos grupos Framatome N4 e Siemens Power Generation Division KONVOI

- Reator Econômico de Água de Ebulição Simplificada (ESBWR): baseado no ABWR
- APR-1400: um design avançado de PWR evoluído a partir do sistema americano 80+, originalmente conhecido como o Reator de Nova Geração Coreano (KNGR)
- EU-ABWR: baseado na ABWR, com maior potência e conformidade com as normas de segurança da UE
- PWR avançado (APWR): concebido pela Mitsubishi Heavy Industries (MHI)
- ATMEA I: um PWR de 1.000-1.160 MW, fruto de uma colaboração entre a MHI e a AREVA.

Os fabricantes iniciaram o desenvolvimento dos sistemas Gen III + nos anos 90, construindo sobre a experiência operacional das frotas LWR americanas, japonesas e da Europa Ocidental. Talvez a melhoria mais significativa dos sistemas Gen III + em relação aos projetos de segunda geração seja a incorporação de características passivas de segurança que não requerem controles ativos ou intervenção do operador, mas dependem da gravidade ou convecção natural para mitigar o impacto de eventos anormais. A inclusão de características de segurança passiva, entre outras melhorias, pode ajudar a acelerar o processo de revisão da certificação do reator e assim encurtar os cronogramas de construção. Esses reatores esperam conseguir maior queima de combustível do que seus predecessores evolutivos, levando a maior eficiência global do sistema com menor consumo e produção de rejeitos. Mais de duas dúzias de projetos de construção de reatores Gen III + baseados em cinco tecnologias distintas estão planejados para os Estados Unidos. (16)

Os sistemas Gen III e III + baseiam-se nos padrões de segurança ocidentais e estabelecem os padrões mundiais para salvaguardas e segurança. No entanto, eles também produzem quantidades significativas de combustível usado, requerem redes elétricas relativamente grandes e enfrentam desafios de aceitação pública devido a conjuntura sociopolítica global, especialmente após os eventos de Fukushima. (16)

2.2.4 GERAÇÃO IV

Os reatores de quarta geração são aqueles que ainda estão em fase de estudos e desenvolvimento, representando assim o futuro da energia nuclear. Conceitualmente, os reatores Gen IV têm todas as características das unidades Gen III+, bem como a capacidade de apresentar alta eficiência, níveis elevados de segurança, baixa geração de rejeito associada a reprocessamento, reutilização de combustível e gerenciamento avançado de actinídeos.

Os reatores Gen IV incluem:

- Reatores refrigerados a metal líquido e outros reatores com resfriamento mais avançado. Um desses projetos é o Módulo Inovador Pequeno (PRISM), um reator de tipo piscina modular desenvolvido pela GE-Hitachi com resfriamento passivo para remoção de calor por decaimento.
- Reatores de ondas itinerantes que convertem o material fértil em combustível *físsil* à medida que operam, utilizando o processo de transmutação nuclear desenvolvido pela TerraPower. Este tipo de reator também é baseado em um sistema de resfriamento primário de metal líquido. Ele também está sendo projetado com características de segurança passiva para a remoção de calor de decaimento, e tem como principal objetivo de minimização do projeto de custos de combustível do ciclo de vida, tanto aumentando substancialmente a porcentagem de queima e internamente reprodutores de urânio empobrecido.
- Módulo Hyperion Power (módulo de 25 MW). Segundo a Hyperion, o nitreto de urânio combustível seria benéfico para as características físicas e *neutrônicas* do combustível padrão de óxido de urânio cerâmico em LWRs.
- Reatores a sal fundido abastecidos a tório que operam em altas temperaturas e possuem características de segurança intrínsecas além de fornecer uma possibilidade de utilização de combustíveis queimados de LWRs. Atualmente está sendo desenvolvido pela FliBe, em Huntsville, Alabama (17).
- Reatores modulares de pequeno porte (SMR – *small modular reactor*), que possuem capacidade abaixo de 300MW e podem ser utilizados em

série para implementação na forma de usinas. Essa tecnologia vem sendo desenvolvida por diversas empresas, como NuSCALE, Rosatom, EDF (em parceria com Atmea) e Westinghouse.

A tendência de se desenvolver reatores de pequeno porte está alterando as perspectivas de energia nuclear para aplicações em locais remotos e com necessidades energéticas mais específicas. Ao contrário das grandes usinas, esses reatores são versáteis, podendo fornecer energia térmica ou elétrica para plantas industriais (separação de hidrogênio ou plataformas de petróleo, por exemplo) ou pequenas comunidades, como no norte do Canadá, onde o alto custo de uma rede de energia já torna economicamente viável a aplicação dessa tecnologia. Atualmente a Westinghouse trabalha com três conceitos de reatores modulares de pequeno porte: Resfriado a chumbo e de espectro rápido, resfriado a água e de espectro térmico, e microreatores (capacidade e dimensões ainda menores). Os reatores NuSCALE já estão em fase avançada de desenvolvimento e podem ser montados em série para a formação de usinas de grande porte ou individualmente para alimentar instalações menores. Essa versatilidade é um dos grandes atrativos dessa tecnologia, cuja regulamentação ainda está sendo discutida.

Em geral, os sistemas da Gen IV incluem reciclagem completa de actinídeos e instalações de ciclo de combustível no local baseadas em avançadas opções aquosas, pirometalúrgicas ou de processamento a seco.

A pesquisa de reator rápido tem sido ativa nos Estados Unidos e mais ativa na China, na França, na Índia e nos países da antiga União Soviética (16). Uma razão para fechar o ciclo do combustível com reatores rápidos é o suprimento potencialmente limitado de urânio. No entanto, tendo em conta a atual facilidade de fornecimento de urânio, o objetivo de produção de plutônio não pode ser, por enquanto, baseado em necessidades comerciais. Isso deixa o esgotamento do conteúdo fértil e físsil do combustível usado, incluindo o plutônio, o restante do urânio e os actinídeos menores, como o raciocínio chave restante para fechar o ciclo do combustível. Naturalmente, em última análise, a métrica final para o sucesso será a economia do que está sendo proposto, dentro das restrições impostas pelo cumprimento de todas as preocupações de segurança e não proliferação (16).

A utilização de tório, que é mais abundante do que as reservas de carvão mineral e urânio juntas, como combustível nuclear apresenta-se também como alternativa frente a essa limitação. Compatível com os reatores a sal fundido e podendo ser utilizado como envoltório em reatores rápidos, a utilização desse elemento para a produção e queima de U^{233} vem recebendo grande atenção (18) (17). No caso de reatores a sal fundido as altas temperaturas de operação devido à utilização de sais com ponto de ebulição muito acima da temperatura de operação permite que haja grande eficiência térmica no processo. Outro fator importante é a capacidade de reatores a tório de queimar o plutônio gerado em PWRs comuns (19) (20). Isso se dá pela utilização de plutônio juntamente com o tório no combustível, principalmente na fase inicial da operação do reator, quando ainda não há U^{233} para fissionar. Em reatores a sal fundido a operação em temperaturas mais altas implica em eficiência térmica mais alta (21).

2.3 CONCEITOS BÁSICOS

Os seguintes conceitos são importantes para a compreensão do funcionamento de um reator nuclear. Os conceitos foram baseados em conhecimentos adquiridos ao longo dos estudos e dos livros escritos por alguns pilares do ensino da engenharia nuclear, como Duderstadt (22), Zweifel (23), Lamarsh (24) e Lewis (25).

2.3.1 TRANSPORTE

Um dos desafios principais no estudo de reatores nucleares é a determinação da distribuição de nêutrons no reator, pois é a distribuição de nêutrons que determina a taxa em que várias reações nucleares ocorrem. Além disso, o estudo do comportamento da população de nêutrons possibilita inferir a estabilidade da reação em cadeia de fissão.

Para determinar a distribuição de nêutrons no reator, deve-se investigar o processo de transporte de nêutrons, ou seja, o movimento dos nêutrons à medida que circulam no núcleo do reator, frequentemente sofrendo espalhamento por nuclídeos e, eventualmente, sendo absorvidos ou saindo do núcleo (fuga). A maioria dos estudos de reator trata o movimento de nêutrons como um processo de difusão. De fato, assume-se que os nêutrons tendem a difundir de regiões de alta densidade de nêutrons para baixa densidade de nêutrons, assim como o calor se difunde de regiões

de alta a baixa temperatura, ou ainda mais analogamente, como um gás de moléculas (correspondente aos nêutrons) se difunde através de outro gás (núcleos) para reduzir as variações de concentração em um volume.

Infelizmente, no entanto, enquanto o tratamento da condução térmica e da difusão gasosa como processos de difusão geralmente é bastante preciso, o tratamento do transporte de nêutrons como processo de difusão tem validade apenas limitada. O motivo dessa falha é facilmente compreendido quando se observa que, na maioria dos processos de difusão, as partículas difusoras são caracterizadas por colisões muito frequentes que dão origem a trajetórias em ziguezague irregulares, quase aleatórias. No entanto, as seções de choque para as colisões nucleares com nêutrons são bastante pequenas (da ordem de 10^{-24} cm^2, ou 1 barn). Por isso, os nêutrons tendem a viajar distâncias relativamente grandes entre interações (o livre caminho médio é da ordem de centímetros) (22).

O processo, portanto, requer muitas vezes uma descrição mais precisa do transporte de nêutrons que leva em conta a transmissão de nêutrons e o livre caminho médio relativamente longo. Essa descrição foi emprestada da teoria cinética dos gases rarefeitos (que também são caracterizados por longos livres caminhos médios), mais precisamente, a teoria cinética das misturas de gases. A equação fundamental que descreve os gases diluídos foi proposta pela primeira vez há mais de um século por Boltzmann e até hoje continua a ser a principal ferramenta da cinética de gases.

A difusão e moderação dos nêutrons na matéria são descritas pela equação de transporte de Boltzmann. As complexidades surgem principalmente devido à sua natureza não linear. Felizmente, para o caso dos nêutrons que se difundem em um moderador, a densidade é muito inferior à dos átomos de colisão, possibilitando negligenciar as interações entre nêutrons e também assumir que a distribuição dos núcleos espalhadores não é afetada pela presença das partículas. Isso permite que a equação de Boltzmann seja linearizada e muitas técnicas matemáticas bem conhecidas podem, então, ser empregadas para resolvê-la.

Podemos escrever o problema completo como a solução de:

$$\frac{1}{v}\frac{\partial \Phi}{\partial t}(X,E,\Omega,t) + \Omega \cdot \nabla\Phi(X,E,\Omega,t) + \Sigma_t(X,E,\Omega,t)\Phi(X,E,\Omega,t)$$
$$= S(X,E,\Omega,t) + \int_{E'}\int_{\Omega'} \Sigma_s(X,E' \to E,\Omega' \to \Omega,t)\Phi(X,E',\Omega',t)\, d\Omega' dE' \quad (1)$$

Em que:

$\Phi(X,E,\Omega,t)$= fluxo de nêutrons (nêutrons/cm^2/s) por unidade de energia na energia E por esterradiano na direção Ω na posição X em um momento t movendo a velocidade v correspondente a E

$\Sigma_t(X,E,\Omega,t)$= seção de choque macroscópica total do meio (cm^{-1}) na posição X, energia E, direção Ω e tempo t

$\Sigma_s(X,E' \to E,\Omega' \to \Omega,t)$= seção de choque macroscópica diferencial de espalhamento (cm^{-1}) por unidade de enregia na energia E' por esterradiano na direção Ω' na posição X e tempo t para espalhamento para a energia E e direção Ω,

$S(X,E,\Omega,t)$ = neutrons/cm^3/s nascidos na posição X e tempo t por unidade de energia na energia E por esterradiano na direção Ω (excluindo fonte de espalhamento).

2.3.2 MODERAÇÃO

Moderação é o nome dado ao processo de perda de energia por colisões pelo qual passam nêutrons de alta energia para serem termalizados, ou seja, para atingirem energia cinética próxima à energia térmica do meio no qual se encontram. Essa tarefa é necessária em reatores cujos materiais físseis possuem maior probabilidade de fissão na faixa térmica de energia.

A moderação ocorre principalmente por meio de colisões entre nêutrons de fissão (com energia alta) e núcleos de elementos leves. Quanto menor for a massa do elemento colidido, maior será a perda de energia média por colisão (ξ), o que leva à utilização de materiais como hidrogênio (em moléculas de água) e carbono como moderadores.

O moderador pode ser avaliado por duas grandezas: o poder de moderação e a razão de moderação. O poder de moderação é dado pelo produto da probabilidade

de um nêutron colidir com o material (Σ_s) e da capacidade do núcleo de tirar energia da partícula (ξ).

$$Poder\ de\ moderação = \xi \Sigma_s$$

O poder de moderação é importante em reatores, pois quanto maior for esse parâmetro, menor serão o tempo e a distância viajada pelo nêutron dentro donúcleo até atingir a energia de fissão. A razão de moderação leva em conta mais um fator, que é a probabilidade de um núcleo moderador absorver o nêutron (Σ_a).

$$Razão\ de\ moderação = \frac{\xi \Sigma_s}{\Sigma_a}$$

É interessante para a aplicação em reatores que a razão de moderação seja a mais alta possível para que não haja desperdício de nêutrons, mantendo assim a capacidade de o reator manter uma cadeia de fissões estável.

2.3.3 FATOR DE MULTIPLICAÇÃO EM MEIO INFINITO E FÓRMULA DE QUATRO FATORES

O fator de multiplicação em meio infinito pode ser descrito pela seguinte relação:

$$k_{inf} = \eta f p \varepsilon$$

O fator de escape de ressonância (p) é caracterizado por uma integral de escape de ressonância, mostrada abaixo:

$$p(E) = 1 - \frac{1}{S_0} \int_E^{E_0} dE' \Sigma_a(E') \Phi(E')$$

Em que:

$\int_E^{E_0} dE' \Sigma_a(E') \Phi(E')$ representa a taxa de absorção total de nêutrons quando moderados de E_0 para E.

S_0 é o termo fonte

E é a energia inicial do nêutron gerado na fissão

E_0 é a energia de fissão

Esse fator representa os nêutrons gerados em uma geração anterior que são moderados até a energia de fissão E_0 sem serem absorvidos nas faixas de energia superiores devido a efeitos de ressonância.

O fator térmico, ou de utilização térmica (*f*), indica a taxa de nêutrons térmicos que são absorvidos pelo combustível. Esse fator é representado por uma relação entre a absorção no combustível (Σ_a^{fuel}) e a absorção em todos os materiais que compões o núcleo do reator (Σ_a):

$$f = \frac{\Sigma_a^{fuel}}{\Sigma_a}$$

O fator η é o número médio de nêutrons de fissão gerados a partir da absorção de um nêutron térmico no combustível.

$$\eta = \nu \frac{\sigma_f}{\sigma_f - \sigma_a}$$

Em que:

v é o número médio de nêutrons gerados por fissão

σ_f é a seção de choque de fissão do combustível

σ_a é a seção de choque de absorção do combustível

O fator ε é o fator de fissão rápida e caracteriza o número de nêutrons que geram fissão rápida no meio, aumentando a população de nêutrons.

$$\varepsilon = \frac{número\ de\ neutrons\ rápidos\ produzidos\ por\ fissões\ em\ todas\ as\ energias}{número\ de\ neutrons\ rápidos\ produzidos\ por\ fissão\ térmica}$$

Para casos em que a geometria total do núcleo do reator é considerada, deve-se adicionar um novo fator à fórmula: a probabilidade de não haver fuga de nêutrons (P_{NL}). Essa probabilidade pode ser desmembrada em duas: a probabilidade de que não haver fuga de nêutrons na faixa rápida (P_{FNL}), e a probabilidade de não haver fuga de nêutrons na faixa térmica (P_{TNL}). A adição desses fatores à fórmula dos quatro fatores leva ao fator de multiplicação em meio finito, também chamado de efetivo, dado pela fórmula de seis fatores:

$$k_{eff} = k_{inf} P_{FNL} P_{TNL} = \eta f p \varepsilon P_{FNL} P_{TNL}$$

2.3.4 COEFICIENTES DE REATIVIDADE

Reatividade (ρ) é a medida de quão crítico é o estado de um reator. Dessa forma, inserções de reatividade positivas ou negativas dizem respeito à capacidade de uma determinada ação (inserção de barras de controle ou de absorvedores, produção de venenos, aumento de temperatura, etc) de aumentar ou diminuir o fator de multiplicação de nêutrons no reator. A reatividade é um indicador, portanto, da tendência de comportamento de um reator em relação à mudanças no seu fator de multiplicação de nêutrons.

A descrição neutrônica de um reator nuclear é muitas vezes realizada independente de características térmicas do núcleo do reator. As secções de choque microscópicas e as densidades atômicas de cada material são consideradas como quantidades conhecidas, de modo que uma vez que o tamanho e a composição do reator são especificados, seu estado crítico pode ser determinado. As equações que levam ao cálculo da condição de criticalidade especificam a distribuição do fluxo de nêutrons dentro do núcleo, mas a normalização do fluxo pode ser escolhida arbitrariamente. A energia pode ser especificada, por exemplo, como uma normalização de fluxo. Assim, o procedimento anterior permite que a potência seja escolhida independentemente da condição de criticalidade. As temperaturas no núcleo do reator são então determinadas a partir da potência, bem como a temperatura de entrada do núcleo e a taxa de fluxo de massa do refrigerante. Enquanto o nível de potência em um reator for muito baixo, a independência em relação ao nível de potência na determinação da criticalidade aplicado nessa análise permanece válida. No entanto, assim que a energia produzida chega a um nível suficiente para causar elevação significativa da temperatura nos elementos combustíveis, canais de refrigerante e outros constituintes do núcleo, é estabelecida uma relação iterativa de inserções de reatividade. Densidades de átomos e seções de choque microscópicas, que são consideradas constantes quando a neutrônica é tratada de forma independente, são variáveis dependentes da temperatura e precisam ser tratados de forma interligada para a determinação de parâmetros no reator em operação.

O principal desafio é modelar essas relações de forma precisa. Algumas simplificações, como a utilização de diferentes regiões e de parâmetros colapsados (lumped parameter), são realizadas para solucionar esse problema.

A maior preocupação no estudo do feedback de reatividade de curto prazo é o efeito da temperatura central T na multiplicação de nêutrons no núcleo. Isso é geralmente expressado em termos de um coeficiente de temperatura de reatividade α_T definido como:

$$\alpha_T = \frac{\partial \rho}{\partial T}$$

Isto deve ser mais devidamente referido como um coeficiente isotérmico de temperatura, uma vez que assume que o núcleo pode ser caracterizado por uma única temperatura uniforme (T). Um modelo tão simples ilustra bem o efeito do feedback da temperatura sobre a estabilidade do reator. Pois, se um reator possuísse um coeficiente α_T positivo, então um aumento na temperatura produziria um aumento em ρ, e consequentemente de potência, causando um aumento adicional da temperatura e assim sucessivamente. Dessa forma é desejável que o reator possua α_T negativo, uma vez que um aumento na temperatura causaria uma diminuição em ρ e, portanto, uma diminuição na temperatura e na potência do reator, deixando-o mais estável.

O coeficiente de temperatura de reatividade depende de um grande número de processos que ocorrem dentro do núcleo. Uma vez que os detalhes desses processos dependem do tipo de reator específico sob consideração, deve-se observar que o conceito de um coeficiente de temperatura isotérmico tem uma gama limitada de utilidade na análise do reator. Em um reator heterogêneo, a maior parte da liberação de energia de fissão é confinada aos elementos de combustível. Esta energia deve então ser transferida por condução térmica através do elemento combustível, do revestimento e, em seguida, para o refrigerante antes que ele possa ser retirado do núcleo. Considerando a temperatura de entrada do refrigerante no reator, a sua passagem forçada (bombeada) pelo núcleo e ainda o fato de o fluxo de nêutrons ser diferente em regiões do reator, é evidente que a temperatura não é uniforme. Por isso, geralmente, são introduzidos vários desses coeficientes de reatividade de temperatura, cada um dos quais caracteriza o feedback de reatividade devido a uma variação nas temperaturas efetivas ou médias de cada componente principal do núcleo, como combustível, moderador e estrutura. No entanto, é preciso também ter em mente que os vários processos térmicos no núcleo são caracterizados por comportamentos de tempo amplamente distintos. A temperatura do combustível

responde relativamente rápido a qualquer mudança de nível de potência. No entanto, leva uma quantidade apreciável de tempo para transferir essa energia para o refrigerante e, portanto, sua resposta de temperatura é muito mais lenta. Por esta razão, é conveniente dividir o coeficiente de temperatura de reatividade em componentes rápidos e atrasados.

Os efeitos que dependem do estado instantâneo do estado do combustível, como ressonâncias de absorção (efeito Doppler) ou distorção térmica de elementos de combustível, podem ser considerados rápidos. Efeitos que dependem principalmente do refrigerante e do moderador, como expansão térmica do material moderador e mudanças no espectro de energia dos nêutrons, são considerados atrasados. Os mecanismos de feedback rápido são de particular importância nos estudos de segurança de reatividade, uma vez que desempenham um papel muito importante na limitação de transientes em qualquer reator.

2.4 TIPOS DE REATORES

Reatores são classificados por três características principais: forma do combustível, tipo de refrigerante e faixa de energia. O tipo de combustível pode ser fluido, gasoso ou sólido. Há subdivisões para cada um dos tipos citados. Combustíveis sólidos podem ser fabricados no formato de pastilhas, seixos ou placas. Já os combustíveis líquidos dividem-se em duas categorias principais: aquosos e sais.

A faixa de energia na qual o reator trabalha é uma característica muito importante, pois define o uso ou não de moderadores, além da geometria e da escolha do refrigerante. Os moderadores são responsáveis pela adequação dos nêutrons à uma determinada faixa de energia. Isso pode ser necessário para que os nêutrons de alta energia gerados pelas fissões sejam capazes de fissionar núcleos de isótopos como o U^{233} e U^{235}. Esses dois nuclídeos possuem maior probabilidade de reações de fissão com nêutrons em faixa de energia bem baixa, chamada de espectro térmico. Os reatores denominados térmicos são aqueles que utilizam esses materiais e necessitam de moderadores para a geração de energia. Materiais moderadores diminuem a energia dos nêutrons por choques inelásticos. Esses materiais devem possuir baixa absorção e alto poder de moderação, ou seja, devem ser capazes de retirar grandes quantidades de energia de nêutrons em cada colisão. Isótopos de menor massa são mais eficientes como moderadores, o que levou à escolha de água

(que contem hidrogênio, o mais eficiente moderador) e grafite, que pode ser fabricado com alta pureza, levando a uma baixa absorção. A utilização de grafite como moderador possui vantagens e desvantagens. Do ponto de vista da retirada de calor é vantajoso que a água não seja moderadora, pois dessa forma o sistema pode ser projetado com área molhada menor levando a uma maior eficiência. Entretanto a perda média de energia por colisão no grafite é menor, exigindo que os nêutrons percorram caminhos maiores até a termalização, o que aumenta as dimensões do reator. O grafite também pode sofrer deformações em sua estrutura cristalina devido às colisões de nêutrons e à exposição à radiação. Dessa forma é necessário que se troque a pilha ou se faça um recozimento para a manutenção das propriedades do material.

Já a água é o mais comum moderador, pois pode fazer o papel também de fluido refrigerante. A água pode ser utilizada em duas formas: água leve e água pesada. A água pesada possui propriedades neutrônicas melhores, pois tem baixa absorção de nêutrons, entretanto, a sua fabricação tem custo elevado. Já a água leve é mais acessível e sua seção de choque de absorção pode ser incorporada ao projeto do reator para os cálculos neutrônicos sem grandes prejuízos.

Reatores de espectro rápido não utilizam moderadores, pois se baseiam em materiais com probabilidade de fissão maior em energias mais altas. Assim sendo, é necessário que sejam utilizados materiais que não geram reduções da energia dos nêutrons de fissão quando forem atingidos. Isso leva à escolha de refrigerantes de números atômicos maiores, como metais líquidos.

O refrigerante possui a responsabilidade de transferir o calor gerado no núcleo para os sistemas auxiliares da usina. Essa função é fundamental para que o núcleo não sobreaqueça e para que seja gerada energia elétrica. O refrigerante leva a energia térmica do núcleo para ciclos de conversão em energia cinética que alimentam geradores. Quando combustíveis sólidos são utilizados, o refrigerante também é responsável por impedir o derretimento do núcleo, evento catastrófico que leva ao fim de vida automático do reator entre outras consequências.

O refrigerante mais comum atualmente é a água leve que possui boas propriedades termofísicas e é de fácil acesso. A água pode trabalhar de forma pressurizada, em fase líquida única, ou operando em escoamento multifásico (líquido

e vapor) sem pressurização. Gases foram muito utilizados nos reatores de geração I e II, mas seu baixo potencial de troca de calor levou a uma drástica redução na sua aplicação. Metais líquidos são utilizados em reatores rápidos devido ao baixo poder de moderação associado. A transformação dos metais em materiais radioativos é uma das preocupações associadas a esse material, assim como a necessidade de se manter sua temperatura alta para a manutenção da fase líquida. Sais fundidos são uma opção menos utilizada, mas de alta capacidade de transferência de calor. Preocupações com a corrosão e a manutenção na fase fundida ainda são obstáculos para a sua utilização em larga escala.

2.4.1 BWR

O reator de água fervente opera de forma muito parecida com a caldeira em uma usina convencional de combustível fóssil. No reator de água fervente o refrigerante entra em contato direto com o combustível nuclear produtor de calor e ferve no mesmo compartimento em que o combustível está localizado.

Existem muitos refrigerantes possíveis para este tipo de reator. A água leve tem sido utilizada de forma mais ampla devido à sua disponibilidade e ao estado avançado de conhecimento desses sistemas. Água pesada, líquidos orgânicos e metais líquidos são os outros refrigerantes possíveis. Devido à ação moderadora, os reatores de ebulição que utilizam água ou líquidos orgânicos são obrigatoriamente do tipo térmico. O fluído serve assim a função tripla de refrigerante, moderador e fluido de trabalho. Se um metal líquido é usado em um reator térmico, um moderador separado, geralmente sólido, é necessário.

Na sua forma mais simples uma usina de energia com um reator a água fervente é composta por um reator, um gerador de turbina, um condensador e equipamentos associados (como um ejetor, sistema de refrigeração, etc.) e uma bomba de alimentação, como visto na Figura 2.9.

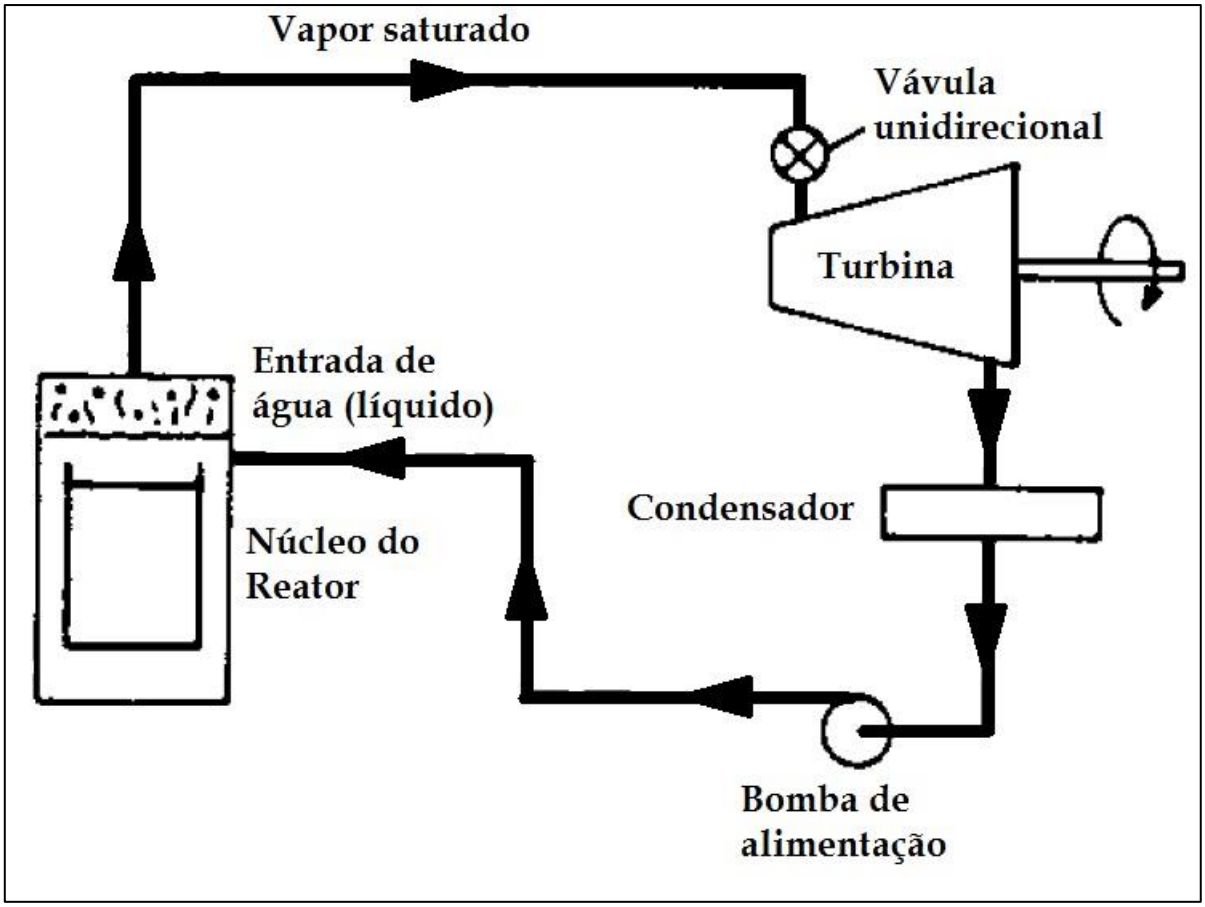

Figura 2.9: Desenho esquemático simplificado de um reator BWR (26)

O líquido ligeiramente sub-resfriado entra no núcleo do reator pelo fundo, onde recebe calor sensível até a saturação, além de algum calor latente de vaporização. Quando atinge o topo do núcleo, ele foi convertido em uma mistura muito úmida de líquido e vapor. O vapor se separa do líquido, flui para a turbina, realiza trabalho e é condensado pelo condensador, e o condensado é então bombeado para o reator pela bomba de alimentação.

O líquido saturado que se separa do vapor na parte superior do reator ou em um separador de vapor flui para baixo através de compressores dentro ou fora do reator e mistura com o condensado de retorno. Este fluido de refrigeração de recirculação flui naturalmente, pelo diferencial de densidade entre o líquido no tubo de descarga e a mistura de duas fases no núcleo, ou por uma bomba de recirculação na linha de derrubada, não mostrada. A bomba de recirculação geralmente é usada com circulação externa, mas pode ser incorporada com circulação interna colocando-a no lado da embarcação do reator. A recirculação interna tem a vantagem de simplicidade (menos tubulação, sem cilindro separador de vapor). A recirculação

externa tem a vantagem de uma separação de vapor mais eficiente e uma cabeça de condução mais natural, devido à maior altura. Uma boa separação de vapor na circulação interna pode ser realizada apenas pela baixa velocidade de descolamento ou pela incorporação de dispositivos de separação dentro do reator. Pode-se ver que, em ambos os sistemas, temos um arranjo de um ciclo com eficiência térmica elevada da planta.

A proporção do líquido de recirculação para o vapor saturado, denominada taxa de recirculação, é muito maior do que nas caldeiras de vapor convencionais. No último, as relações que variam entre 15: 1 com altas pressões para 25: 1 com baixas pressões são comuns. Tais razões elevadas são necessárias devido às frações de vazio geralmente grandes, especialmente a baixas pressões. Isso resulta em baixos coeficientes de transferência de calor e faz com que partes da tubulação sejam cobertas com vapor, com o consequente perigo de queimadura.

2.4.2 PWR

No PWR o fluido refrigerante opera acima da pressão de saturação correspondente à máxima temperatura atingida no reator, impedindo assim a ebulição desse líquido. Uma usina PWR é composta por dois circuitos em série: o circuito primário, chamado de loop de arrefecimento, e o circuito secundário, no qual o fluido exerce trabalho. O líquido refrigerante passa pelo núcleo do reator, retirando o calor produzido nas pastilhas de combustível e é circulado por bombas até um trocador de calor, que é a única ligação entre os circuitos independentes. O fluido do circuito secundário recebe energia térmica no trocador, que funciona como a perna quente de um ciclo de Rankine para a geração de energia elétrica (27). Um desenho esquemático simplificado pode ser visto na Figura 2.10.

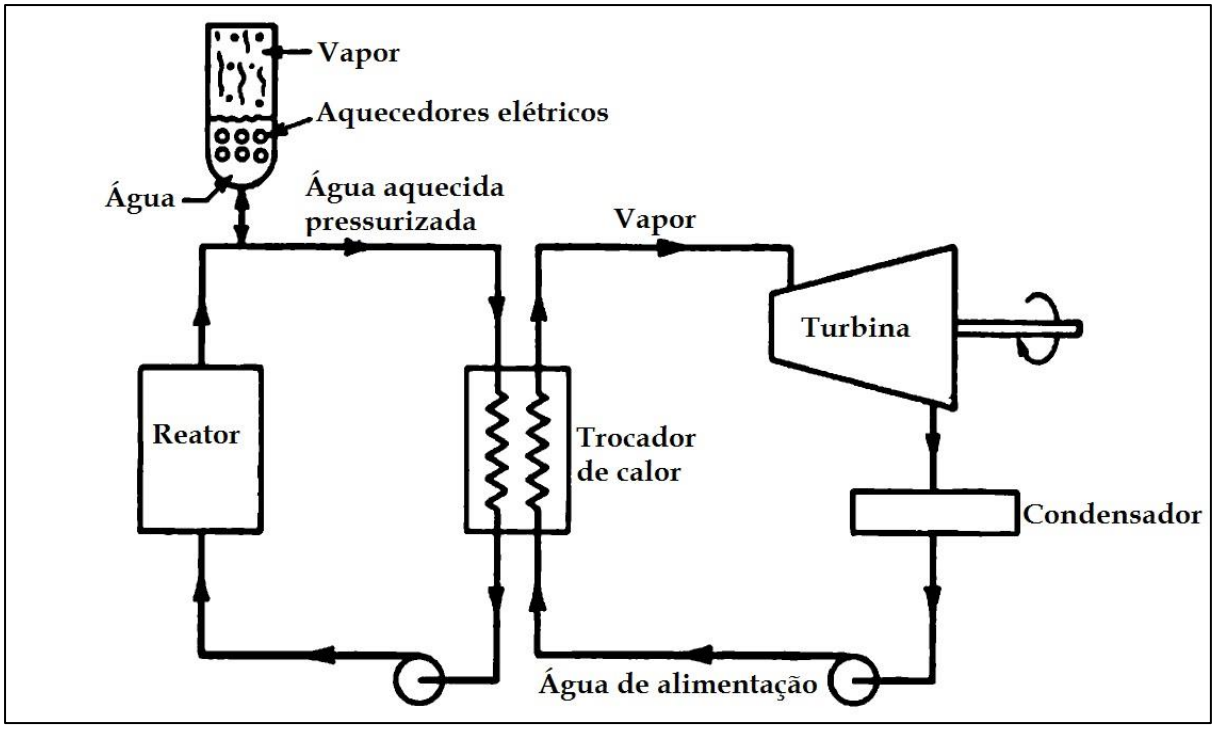

Figura 2.10: Desenho esquemático de uma usina PWR (26)

Em um PWR a água tem a função múltipla de refrigerante, moderador e refletor. Os reatores de água pressurizada são, portanto, térmicos. A pressão de operação do reator é alta (cerca de 2.000 psia), exigindo um vaso de pressão robusto, com espessura de 6 a 8 polegadas (26). As fortes pressões de trabalho tornam o design da cabeça do vaso de pressão (cobertura superior), que deve permitir o carregamento e descarga de combustível, um desafio. Pode ser necessário um mecanismo de tratamento de compensação ou remoção completa da cabeça para o carregamento. A água é um excelente agente de transferência de calor, é seguro e tem propriedades termodinâmicas e físicas bem conhecidas. Ao contrário do reator de água fervente, o refrigerante em um reator de água pressurizada permanece na fase líquida em todo o percurso do núcleo, embora possa ser permitido algum grau de fervura em condições de alta potência (26).

O refrigerante, portanto, exerce uma forte moderação de nêutrons em todo o volume do núcleo. Devido ao forte poder de moderação da água leve, muitas vezes é necessário um grande número de barras de controle. A absorção de nêutrons relativamente alta de água leve, por outro lado, requer o uso de combustíveis ligeiramente enriquecidos. O enriquecimento varia de cerca de 1,5 por cento a altamente enriquecido, dependendo do design nuclear e da presença de outros

núcleos nos elementos combustíveis, através da liga ou do uso de combustíveis cerâmicos. A água, é claro, tem um forte efeito corrosivo sobre os materiais, especialmente em altas temperaturas (26).

Devido à ausência de ebulição no núcleo, a circulação natural em reatores de água pressurizada pode ser possível se o núcleo for suficientemente alto para tirar proveito da redução da densidade da água (26). Isso exclui a circulação natural para muitas aplicações (como o submarino).

2.4.3 HTGR

A atratividade do resfriamento a gás reside nos fatos de que, em geral, os gases são seguros, são relativamente fáceis de manusear, têm baixas seções de choque macroscópicas de absorção de nêutrons, são abundantes e baratos (exceto no caso do hélio) e podem ser operados em altas temperaturas sem pressurização. (26)

As principais desvantagens são as características de transferência de calor e transporte de calor dos gases, que demandam grandes superfícies de contato e passagens de fluxo dentro do reator e nos trocadores de calor. Além disso, os requisitos de bombeamento são altos (entre 8 a 20 por cento da potência bruta da planta), exigindo atenção cuidadosa aos problemas de fluxo de fluido, queda de pressão, etc.

Para superar parcialmente as desvantagens inerentes dos refrigerantes a gás e, ao mesmo tempo, obter eficiências termodinâmicas atraentes, é necessário operar os elementos combustíveis a altas temperaturas (de preferência substancialmente superiores a 650°C) e permitir um aumento da temperatura do gás dentro do reator por meio da redução da taxa de fluxo de massa e da pressurização o gás. (26)

Como o combustível opera a altas temperaturas, a escolha do material combustível e do revestimento e o processo de fabricação em reatores refrigerados a gás apresentam grandes desafios, indicando o uso de combustíveis cerâmicos em vez de metálicos. Além disso, como os reatores refrigerados a gás são inerentemente grandes, eles são particularmente adequados para usinas de grande capacidade. O próprio reator pode impor problemas estruturais e de base, entretanto, o tamanho das

unidades pode, naturalmente, ser reduzido até certo ponto, aumentando o enriquecimento de combustível. (26)

2.4.3.1 Pebble Bed

Em reatores de *Pebble Bed*, o combustível e alguns ou todos os materiais moderadores são misturados e feitos em seixos de alguma forma geométrica simples, geralmente esférica. Os seixos são então empacotados aleatoriamente em um recipiente, ou leito, adequado para formar o núcleo do reator. O núcleo é resfriado pelo gás que flui através do espaço vazio entre os seixos. Em um desses reatores, os elementos de combustível geralmente estão na forma de uma esfera de 38.1mm (1,5 polegadas) de diâmetro. (26)

Os elementos de combustível podem não ter revestimento, permitindo que o reator opere a temperaturas muito mais altas do que uma usando elementos de combustível revestidos e possibilitando sistemas de regeneração (*breeding*) com essa configuração. Devido à forma simples dos elementos combustíveis de um reator *Pebble Bed* e à possível ausência de revestimento e, levando em conta que não é necessário manter tolerâncias muito próximas nas dimensões do elemento combustível, o custo de fabricação do elemento combustível é reduzido. Além disso, os procedimentos de carga e descarga de combustível são simplificados, permitindo carregar e descarregar com mais frequência do que em outros tipos de reator e mesmo sem parada do reator (26).

Elementos de combustível sem revestimento, em que o combustível e o moderador de grafite são misturados (combustível homogêneo) podem ser fabricados impregnando grafite com o combustível em uma solução de nitrato seguido de desnitratamento ou por partículas de mistura do combustível e pó de grafite com um aglutinante, seguida da cura do aglutinante. Outro tipo de elemento combustível *Pebble Bed* é o tipo heterogêneo no qual um nódulo de combustível é inserido dentro de uma bainha de grafite, que então atua como revestimento. Esse elemento é proposto para o reator de alta temperatura Brown Boveri-Krupp. Os elementos de combustível esférico são estruturalmente fortes e irradiados para 20,000 Mw-dia por tonelada de urânio confinado com pouca alteração nas propriedades estruturais. A liberação de gás de fissão a partir de elementos não incluídos é um problema, no entanto, e requer o uso de sistemas para removê-los do refrigerante. A liberação do

gás de fissão pode ser um pouco minimizada pelo uso de revestimentos cerâmicos nos elementos de combustível. (26)

Apesar de o primeiro relato de sugestão de um sistema Pebble Bed ter sido na segunda metade da década de 1940 no Laboratório de Oak Ridge, nos EUA, reatores com essa tecnologia foram desenvolvidos na Alemanha somente na década de 1960. No Centro de Pesquisa Juelich, o reator de pesquisa de Pebble Bed de AVR com classificação de 40 MWt e 15 MWe operou durante 22 anos, demonstrando a sua viabilidade. O reator produziu calor através da passagem de gás de hélio pelo núcleo do reator constituído por esferas com urânio e tório. Um gerador de vapor era usado para gerar eletricidade através de uma planta elétrica a vapor convencional. A Alemanha também construiu uma versão de 300 MWe do reator, mas sofreu com problemas mecânicos e políticos iniciais que acabaram levando ao seu desligamento. Em dezembro de 2000, o Instituto de Tecnologia de Energia Nuclear da Universidade de Tsinghua, em Pequim, na China, alcançou a primeira criticidade de seu reator de pesquisa de pedra de pedreiro de 10 MWt. Na Holanda, o Petten Research Institute está desenvolvendo reatores de Pebble Bed para aplicações industriais na faixa de 15 MWt. A atração por esta tecnologia é a segurança, simplicidade em operação, modularidade e economia. (28)

Os avanços na tecnologia básica de turbina de gás de reator e hélio produziram uma nova versão dos conceitos do reator de Pebble Bed. Em vez de usar ciclos de vapor menos eficientes para produzir eletricidade, novos projetos vão direto ou indiretamente para turbinas a gás de hélio para produzir eletricidade. Esses projetos têm eficiências térmicas alvo na faixa de 45% em comparação com 32% para os ciclos de vapor. Ao evitar o uso de água de alta temperatura, todas as dificuldades associadas à manutenção de sistemas de água de alta temperatura são eliminadas. (28)

Um reator de Pebble Bed é ilustrado graficamente na Figura 2.11. O núcleo do reator contém aproximadamente 360.000 esferas com urânio (tório também pode ser utilizado) aproximadamente do tamanho das bolas de tênis.

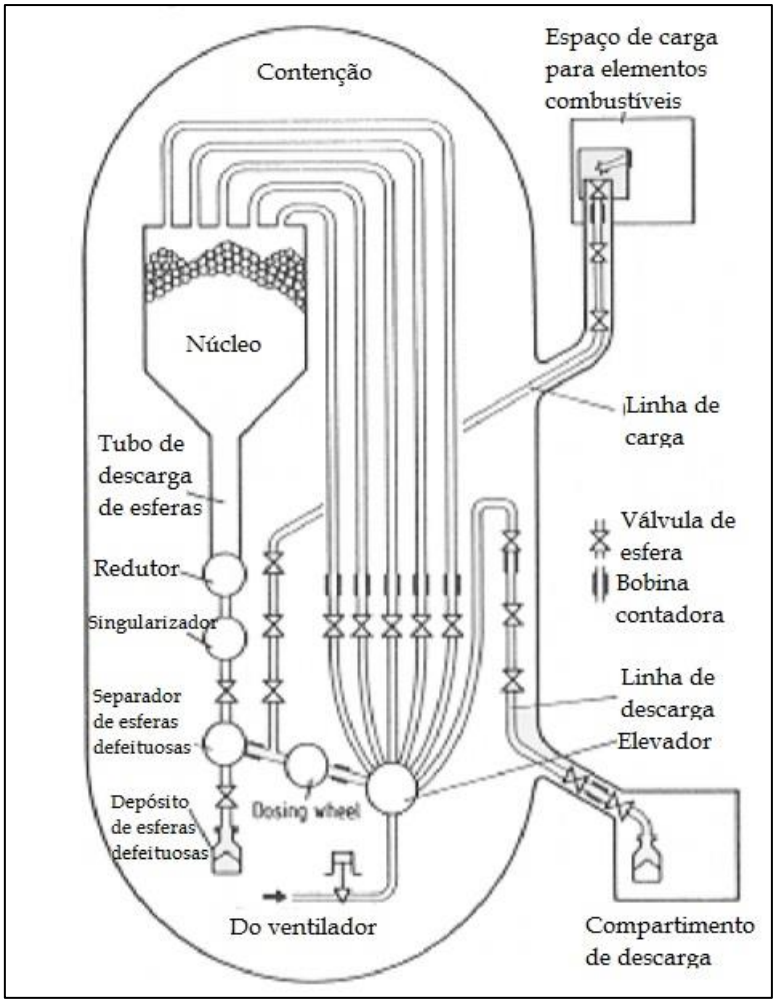

Figura 2.11: Esquema de reator Pebble Bed (28)

Cada esfera contém cerca de 9 g de urânio pouco enriquecido em 10 000 a 15 000 (dependendo do design) minúsculos grãos de partículas revestidas de microesferas semelhantes a areia, cada uma com o seu próprio casco duro de carboneto de silício. Essas microesferas estão incorporadas em um material de matriz de grafite como mostrado na Figura 2.12.

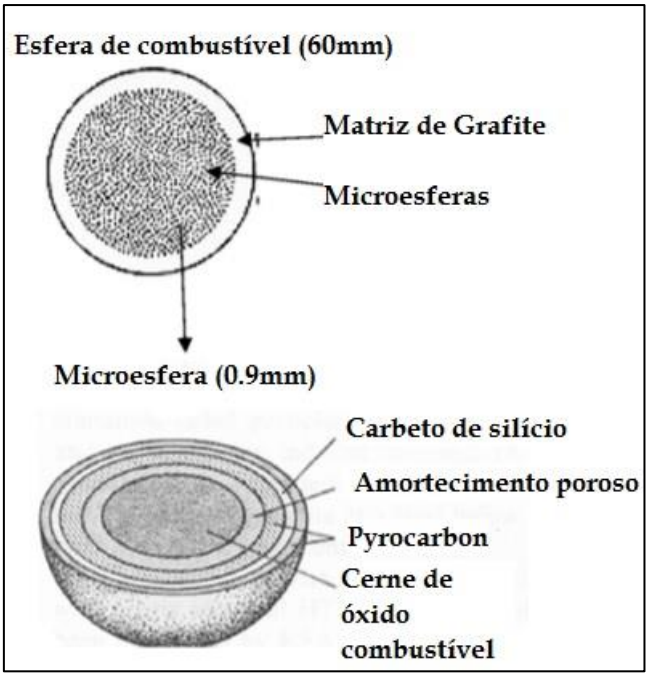

Figura 2.12: Esfera combustível em corte (28)

A característica única dos reatores de Pebble Bed é a capacidade de reabastecimento em linha na qual as esferas são recirculadas com verificações sobre integridade e consumo de urânio. Este sistema permite que o novo combustível seja inserido durante a operação e o combustível usado seja descarregado e armazenado no local pela vida útil da planta. O projeto prevê que cada esfera passará pelo reator entre 6 e 10 vezes antes da alta em um período de três anos em média. Com o reabastecimento em linha, as quedas de capacidade são determinadas pela manutenção do gerador de turbina, o que deverá exigir intervalos de manutenção de seis anos.

2.4.3.2 PHWR (CANDU)

O reator de água pesada pressurizada é semelhante ao reator de água leve pressurizada, pois possui um circuito primário de refrigerante e um circuito de vapor secundário com um gerador de vapor que produz vapor saturado. O reator, no entanto, é diferente, pois possui tubos de pressão individuais que passam horizontalmente através do núcleo do reator. As barras de combustível sob a forma de feixes estão contidas nesses tubos de pressão (29). O refrigerante de água pesada flui através desses tubos e é então circulado pelo gerador de vapor. Os tubos de pressão são cercados no exterior por água pesada a baixa pressão e baixa temperatura, que serve de moderador. Esta é contida em um grande vaso, ou

calandria, à pressão ambiente. A vantagem deste sistema é que não exige um vaso de pressão muito pesado como no BWR e PWR. A versão canadense é conhecida como CANDU, visto em corte na Figura 2.13. Outras variações, como o reator de água pesada gerador de vapor (SGHWR), apresentaram refrigerante de água leve e canais verticais e geravam vapor no núcleo.

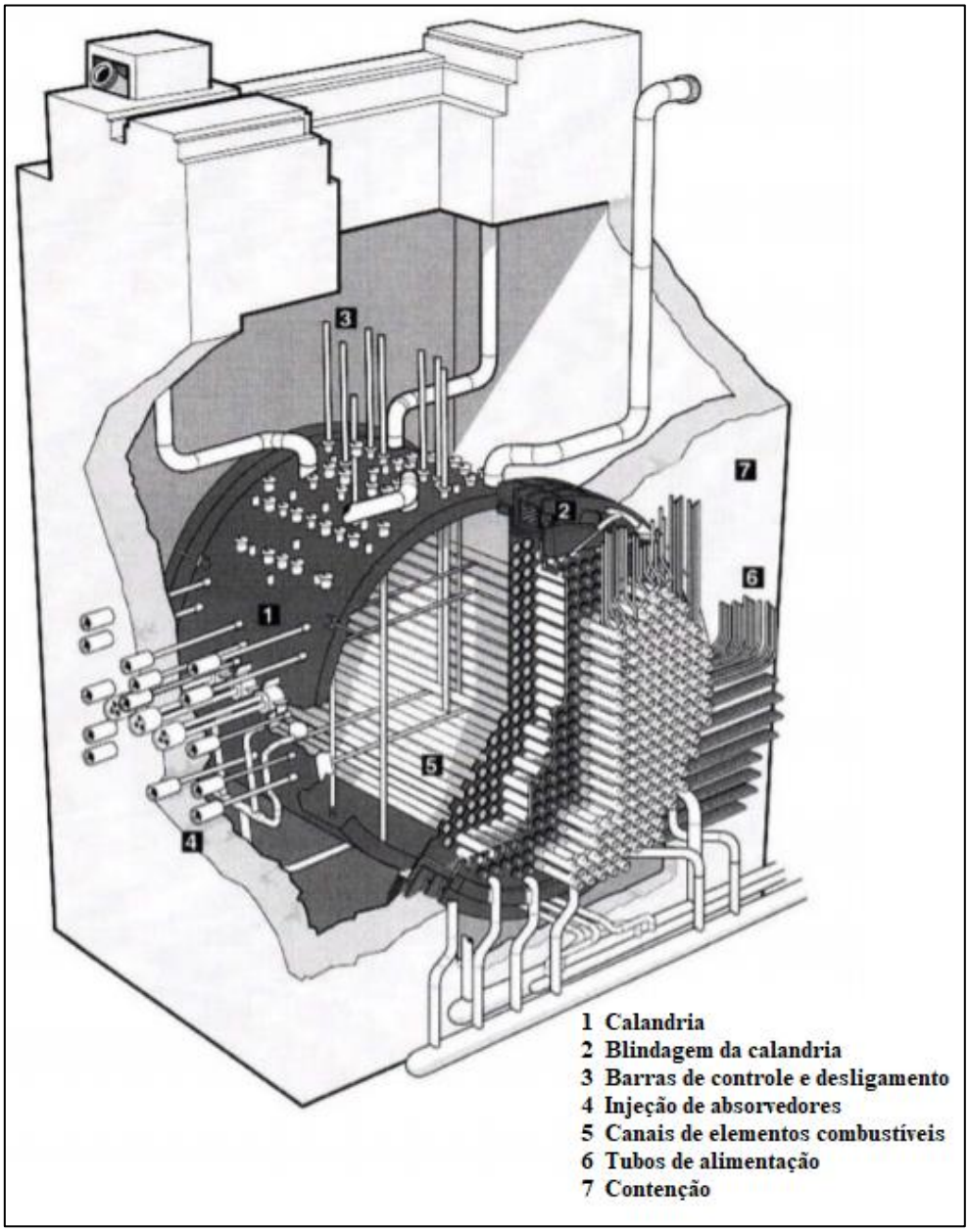

Figura 2.13: Desenho em corte de reator CANDU (29)

Os elementos contém dióxido de urânio natural e são alojados em tubos de pressão horizontal, que também transportam refrigerante de água pesada pressurizada e um moderador de água pesada relativamente frio no lado da casca. Um reator como este possui uma casca de calandria de aço inoxidável que possui

escudos de extremidade de aço, arrefecidos por água comum e escudos térmicos de invólucro circunferencial de aço inoxidável. A calandria contém 390 tubos de pressão horizontais. Cada tubo de pressão contém à sua volta um tubo de refrigeração que é suportado em rolamentos deslizantes em blindagens nas extremidades da calandria. Os tubos de calandria e refrigerante são separados por um anel selado contendo CO_2 ou nitrogênio. Há um total de 276 toneladas de água pesada no reator (27). Abaixo da calandria está um tanque de despejo com uma cova de concreto agregado pesado para fornecer proteção contra a radiação do reator. O concreto é arrefecido por uma camada de bobinas de refrigeração nele embutidas. O tanque de despejo contém uma atmosfera de hélio.

Os elementos combustíveis, como visto na Figura 2.14, são compostos por varetas de Zircaloy-2 hermeticamente seladas que contêm pastilhas compactadas de UO_2 não enriquecido. Esses elementos são unidos mecanicamente nas suas extremidades em grupos de 28 para formar um conjunto de combustível cilíndrico com 4,03 polegadas de diâmetro e 19,5 polegadas de comprimento. Os espaçadores anexados ao revestimento mantêm 0.05 polegadas de espaço entre os elementos. O refrigerante de água pesada entra nos canais de combustível a 480° F (249 ° C) e e sai a 260°F (293°C) e 1300psig (90,7bar) através de tubos alimentadores. Doze trocadores de calor em formato de “U” embutidos geram um total de 6,46 x 106 lb/h (814 kg / s) de vapor a 585psia (40,3bar) e 483,5°F (250,8°C) a partir da água leve utilizada como fluido de trabalho (27).

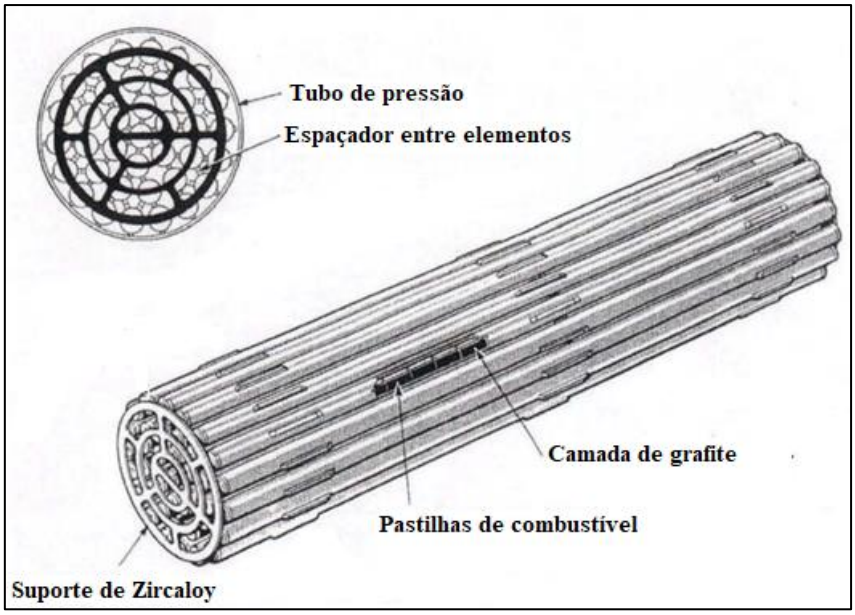

Figura 2.14: Elemento combustível de CANDU (29)

As características termodinâmicas, físicas e químicas da água pesada são praticamente iguais às de água leve (ponto de ebulição, ponto de fusão e densidade em condições normais de pressão e temperatura). Dessa forma, reatores que utilizam água pesada em altas temperaturas devem pressurizar o sistema. Entretanto, as características nucleares da água pesada diferem da água leve em relação a nêutrons. O livre caminho médio em água pesada é aproximadamente o dobro de água leve, mas a absorção nesse meio é quase inexistente. A baixa probabilidade de absorção leva a uma alta economia de nêutrons, possibilitando a utilização de combustíveis com baixo teor de material físsil, como o urânio natural. Essa característica também permite alta queima do combustível e alta taxa de conversão (29).

Dentre as vantagens desses sistemas está a utilização de combustíveis de baixo custo, dispensando ou minimizando o enriquecimento e diminuindo os riscos relativos a montagens críticas durante a fabricação dos elementos. É importante notar que a produção de água pesada ainda é um processo de alto custo. Os incentivos econômicos para o desenvolvimento de reatores de água pesada variam em diferentes países e a economia depende de diferentes métodos de estimativas e projeções. No Canadá, por exemplo, demonstrou-se que os reatores moderados a água pesada e alimentados a urânio natural podem produzir energia a um custo

menor do que os reatores de combustível enriquecido. O Canadá se concentrou no desenvolvimento desse tipo de reator (27).

Por causa dos longos caminhos médios de nêutrons para a moderação, os reatores a água pesada requerem grandes proporções de volume de moderador a combustível (V_m/V_f). Reatores de grande potência que funcionam a alta temperatura e pressão exigem, portanto, casos de pressão maiores, mais grossos e mais caros do que os reatores de água comum de produção comparável. Tanto modelos de vaso de pressão quanto modelos de tubos de pressão foram utilizados. Esse último modelo permite o uso de um vaso de menor pressão, menos custoso, mas com a despesa adicional de construir um recipiente de calandria selado para vazamentos e sem expansão diferencial. Esse tipo de projeto também implica na separação do refrigerante e do moderador, o que pode ser facilmente incorporado. Alguns outros problemas associados aos reatores D_2O são a perda por vazamento de água pesada e a alta atividade associada à decomposição de trítio formado no reator (29).

3 TECNOLOGIA DE REATORES A SAL FUNDIDO

3.1 INTRODUÇÃO

Reatores a sal fundido têm sido estudados desde a década de 1950 e são agora alvo de pesquisa para reatores de quarta geração. Esses reatores tiveram sua evolução muito relacionada à utilização de tório como combustível nuclear devido à afinidade de características neutrônicas e térmicas desse material com o projeto.

Apesar de ser mais abundante do que urânio e carvão mineral combinados na crosta terrestre, tório não vem sendo utilizado para a geração de energia elétrica. Tório ocorre naturalmente somente na forma de um isótopo, o Th^{232}. O elemento pode ser extraído de monazita, que contem entre 3% e 22% de ThO_2 juntamente com outras terras raras e lantanídios (30).

Em 1943 no Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL), houve a primeira irradiação em larga escala de tório para a obtenção de U^{233}. Com as amostras obtidas foi possível observar que as propriedades nucleares do material obtido eram superlativas, desencadeando assim um programa de estudos para o desenvolvimento de um reator gerador de U^{233}.

O potencial de se construir um reator que operasse a temperatura alta e baixa pressão havia sido reconhecido desde os primeiros anos de estudo no ORNL. R. C. Briant sugeriu no início dos anos 50 da utilização de uma mistura fundida de UF_4 e ThF_4 juntamente com fluoretos de metais alcalinos, zircônia e berílio (31). Com o intuito de desenvolver uma fonte de energia duradoura que substituísse a combustão em bombardeiros, a aeronáutica dos EUA lançou um programa para a fabricação de um reator aeronáutico e escolheu o Sal fundido para seu experimento. Trabalhos práticos e teóricos no laboratório levaram à operação de um reator experimental estável e de controle simples em 1954, que ficou conhecido como o reator aeronáutico experimental. Apesar de nunca ter sido atingido o objetivo inicial, esse projeto levou a grandes avanços na área, a um reator operacional e à formação de uma base de dados extensa. O reator operava com temperatura máxima de 860°C utilizando um sal de $NaF\text{-}ZrF_4$ e combustível de U^{235} altamente enriquecido e era moderado por meio de blocos de BeO.

Após a construção do primeiro reator, foi criado o Programa de Sal Fundido com a finalidade de geração de energia. Seu objetivo era investigar projetos de

estações de geração de energia que fossem simplesmente abastecidas a U^{233} (fornecido por um reator a tório com propósito único de geração de U^{233}), ou abastecidas diretamente a tório.

Em 1969 assumiu a sala oval o 36º presidente americano, Richard Nixon, enfrentando alta inflação e a onerosa guerra do Vietnam, o que levou a cortes no orçamento dos EUA. Para reduzir os gastos do governo, ele exigiu que fosse selecionado pelo exército estadunidense um único programa de desenvolvimento de reatores para seguir existindo. Nixon apontou para a direção de assuntos nucleares Milton Shaw, que era um entusiasta do reator rápido resfriado a metal líquido, eficiente produtor de plutônio. Já Dr. Alain M. Weinberg, diretor de ORNL por 18 anos, era favorável aos estudos de reatores a sal fundido e teve grande participação na implementação de ciclos com tório em Shippingport. O embate entre os dois foi perdido pelo Dr. Weinberg, que foi demitido em 1972 e revelou anos depois em seu livro de memórias o caráter estritamente pessoal e político da decisão de se encerrar o programa de sal fundido sem que houvesse objeções técnicas claras (32). Dessa forma, ao herdar a presidência, Gerald Ford seguiu as orientações de Shaw, tendo em vista suas características plutonogênicas e a suas aplicações militares, os reatores rápidos resfriados a metal líquido abastecidos e a urânio foram escolhidos. Os cortes orçamentários também atingiram outras áreas que tinham interesse em tório, como o programa Apollo-Mars.

Nas décadas de 1980 e 1990 o tório continuou recebendo atenção de estudos independentes publicados principalmente no Japão e nos EUA. Na Índia, que possui a maior reserva do elemento no mundo, desenvolveu programas na área, mas há poucas publicações relacionadas.

Com a crescente preocupação em relação às mudanças causadas pelo ser humano ao meio ambiente, as alternativas à matriz energética de combustíveis fósseis receberam maior atenção. Os reatores alimentados a Tório estão em foco em estudos europeus, estadunidenses e japoneses, apresentando-se como uma opção ainda pouco explorada e muito promissora. Desde a virada do século XXI foram trazidos à luz muitos estudos das décadas de 1950, 1960 e 1970, a partir dos quais estão sendo realizados avanços em direção à viabilização dessa tecnologia em um futuro próximo.

3.1.1 CONCEITOS BÁSICOS

Em um reator a fluoreto líquido, o combustível na forma de sal contém o material físsil e é transportado por uma tubulação metálica até o vaso do reator, onde estruturas de grafita agem como moderadores de nêutrons, aumentando a probabilidade da ocorrência de fissões. Essas reações depositam energia na forma de calor dentro do próprio sal, que aumenta de temperatura e segue para fora do vaso, onde as reações nucleares são muito improváveis devido à ausência de moderador. O fluido segue então para trocadores de calor nos quais aquece um sal refrigerante em um sistema independente e depois continua o ciclo voltando ao vaso do reator. O sal refrigerante aquece o fluido de trabalho da turbina, geralmente gás hélio. As propriedades de transferência de calor do sal aliados às altas temperaturas de trabalho permitem a utilização de gases na turbina, o que é vantajoso em termos de eficiência térmica.

O resfriamento do sal secundário (refrigerante) pode ser feito por meio de água corrente, como nos reatores atuais, ou a ar. Isso é possível devido às propriedades caloríficas dos sais e torna o processo mais versátil e menos complicado (mais barato).

3.1.2 VANTAGENS DE REATORES A SAL FUNDIDO ABASTECIDOS COM TÓRIO

3.1.2.1 Segurança

A utilização de combustíveis líquidos é vantajosa do ponto de vista de segurança, pois possibilita a utilização de sistemas passivos para a controlar os principais riscos associados ao reator. Uma das maiores preocupações nos reatores atuais é o vazamento de refrigerante no vaso do reator (LOCA-Loss of coolant accident), que leva ao derretimento do combustível sólido e à emissão de radionuclídios na atmosfera. No caso dos reatores a combustível líquido esse problema é facilmente contornado pela utilização de um tanque de resfriamento para o qual o sal desloca-se por gravidade em caso de sobreaquecimento. O sistema baseia-se em um dreno constituído por uma camada de sal na forma sólida resfriada por um sistema externo na parte mais inferior do reator. Essa camada derrete ao atingir temperaturas acima daquelas de trabalho do sal ou no caso de corte total de fornecimento de energia, o que interrompe o resfriamento externo. O tanque de dreno para o qual o combustível é deslocado é projetado para o resfriamento passivo mais eficiente e para impedir novas fissões.

Outra vantagem é a não formação de hidrogênio a partir de alumínio. Esse é um processo comum em reatores resfriados a água e foi um dos principais fatores que causaram a explosão dos reatores em Fukushima.

3.1.2.2 Eficiência térmica

A operação em temperaturas mais altas implica em eficiência térmica mais alta com a utilização de ciclo Brayton com turbina a gás (eficiência entre 0,4 e 0,5) ao invés de ciclos Joule ou Rankine (entre 0,2 e 0,3) (21).

3.1.3 Não proliferação

Preocupações com utilizações bélicas de material radioativo acompanham o estudo de reatores desde a descoberta da fissão. A queima de tório em reatores não gera plutônio e nem o isótopo ^{235} de urânio, que são os dois materiais mais visados para a fabricação de artefatos bélicos nucleares. A geração de U^{233} é uma preocupação, mas problemas relacionados à presença de U^{232} e sua cadeia de decaimento fazem com que a utilização desse material para fina bélicos seja impraticável.

Outro fator importante é a capacidade de reatores a tório de “incinerar” o plutônio gerado em PWRs comuns. Isso se dá pela utilização de plutônio juntamente com o tório no combustível, principalmente na fase inicial da operação do reator, quando ainda não há U^{233} para fissionar.

Assim como o plutônio, o U^{233} é um isótopo físsil produzido artificialmente pela absorção de um nêutron por um elemento mais leve. Também em semelhança ao Pu, U^{233} possui características neutrônicas no espectro rápido que levam a uma massa crítica baixa e deve ser estudado com cuidado quanto a seu potencial proliferante. Historicamente há predileção por Pu e U^{235} na fabricação de artefatos bélicos, o que teve grande influência na descontinuação de pesquisas em Tório e U^{233} na segunda metade do século XX. Dois motivos destacam-se na explicação desse fenômeno: o primeiro é uma questão tecnológica e histórica; o segundo, uma questão de características e manipulação dos materiais nucleares.

No início da “era nuclear” (circa 1940) o único material físsil ao qual se tinha acesso era o urânio natural, que era bombardeado com nêutrons na faixa rápida de energia, produzindo assim Pu e gerando fissões. Pouco tempo depois foi realizado o primeiro processo de separação isotópica para o enriquecimento em U^{235} do urânio

natural. Já o primeiro reator produtor de U^{233} foi construído e operado em 1949, anos após armas nucleares serem testadas e utilizadas. Após esses avanços iniciais, estudos com reatores a urânio natural e a urânio enriquecido foram aprofundados para a propulsão naval. A partir desses projetos, foram sedimentados os conceitos de reatores PWR e LMFR a urânio, ambos plutonogênicos. Dessa forma a questão histórica e cronológica de domínio de tecnologia e de previsibilidade de resultados foi crucial para o não desenvolvimento de armas a U^{233}.

Tabela 3.1: Tabela comparativa de características de U^{233}, U^{235} e Pu (33)

	U^{233}	U^{235}	Pu
Massa crítica (kg)	8,4 (98,3% U^{233})	21 (93,5% U^{235})	7,5 (4,9% U240)
Razão de fissão espontânea (seg-kg)$^{-1}$	0,5	0,6	$2,5*10^4$ (6% Pu240)
Calor de decaimento (W/kg)	0,3	10^{-4}	2,4 (6% Pu240)

O segundo motivo é de ordem técnica. Para a produção de U^{233} é necessário que núcleos de Th^{232} sejam atingidos por nêutrons e os absorvam em uma reação (n, γ). Entretanto, há, também, a possibilidade de ocorrer uma reação (n, 2n) levando a geração de U^{232}. A energia necessária para que essa reação seja possível é de no mínimo 6 MeV, que ocorre, em pequena escala, dentro do intervalo de energia de nêutrons liberados por fissões. Na cadeia de decaimento desse isótopo há a presença de Tl^{208}, que é emissor de raios gama de alta energia (~2,6 MeV). A manipulação desse material traz sérios riscos à saúde dos operadores e exige forte blindagem, características que trazem sérias limitações para a fabricação de artefatos bélicos. Quando em concentrações maiores do que 100ppm de U^{232}, uma dose de 5 rem é atingida em 4 horas para um trabalhador a 0,5m manuseando 5kg de U^{233} (33). Logo o desenvolvimento de armas com esse material deve ser feito remotamente, aumentando consideravelmente custos e dificuldade de produção. Outro ponto negativo é a facilidade de detecção de um artefato com altos níveis de radiação gama. A soma desses dois fatores leva a necessidade de blindagens grossas, que tornariam o artefato mais pesado e difícil de transportar. (33)

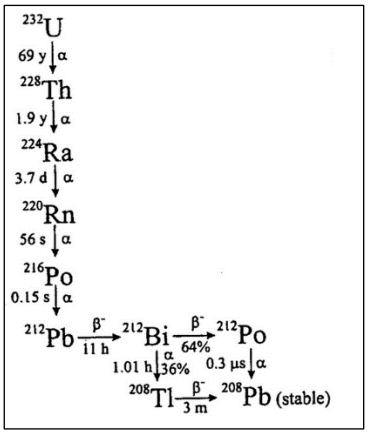

Figura 3.1: Cadeia de decaimento radioativo do isótopo U^{232} (33)

Em comparação aos decaimentos em massas de Pu, a maior diferença é encontrada no tipo de emissão. Os isótopos pares de Pu, especialmente Pu^{238} e Pu^{240}, emitem partículas alfa e possuem calor de decaimento muito grande. Esse calor pode levar a complicações, mas as partículas alfa são facilmente blindadas e não apresentam grandes riscos aos operadores desse material. Outra limitação deriva da alta taxa de fissão espontânea do plutônio, que impede a execução de projetos de artefatos simples (bala de canhão) devido a riscos de autoignição. Nesse aspecto o U^{233} leva vantagem sobre o Pu, já que possui baixa taxa de fissões espontâneas.

Assim como no caso do Pu e seus isótopos pares, a produção de U^{232} a partir da queima de Th^{232} é diretamente relacionada à queima de combustível. Quanto maior for a queima, maior será a concentração de U^{232} no meio. Esse comportamento é interessante, pois demonstra que reatores abastecidos a tório que produzem energia a partir da fissão de U^{233} produzem rejeitos de baixa capacidade proliferante. Entretanto, no caso de reatores do tipo regenerador de sal fundido há riscos maiores. No caso de reatores a sal fundido com propósito específico de gerar U^{233}, o combustível pode ser tratado durante sua operação. Nesse cenário uma separação química simples de Pa^{233} pode ser feita antes que esse isótopo decaia para U^{233}, gerando assim um material de alta pureza e livre de U^{232} (33). Entretanto, em reatores de potência que exigem a fissão de U^{233}, ou seja, nos quais há a necessidade de se manter uma massa crítica de U^{233} presente no núcleo durante toda a operação, ocorre geração de rejeitos cuja purificação demandaria separações isotópicas caras e difíceis. Já em reatores de combustível sólido não é possível retirar das pastilhas o tório fertilizado durante a queima do combustível.

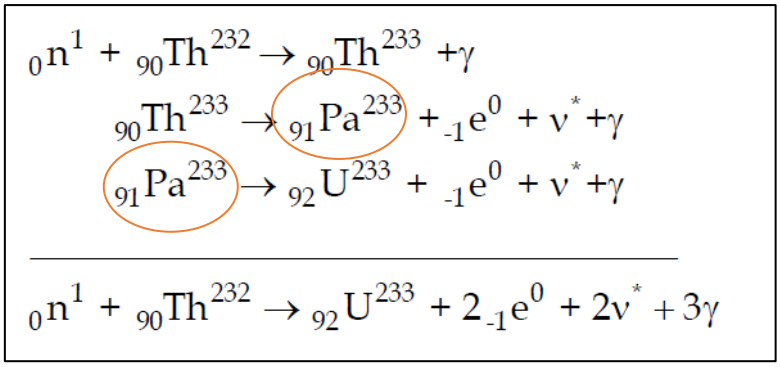
$_0n^1 + {}_{90}Th^{232} \rightarrow {}_{90}Th^{233} + \gamma$
$_{90}Th^{233} \rightarrow {}_{91}Pa^{233} + {}_{-1}e^0 + \nu^* + \gamma$
$_{91}Pa^{233} \rightarrow {}_{92}U^{233} + {}_{-1}e^0 + \nu^* + \gamma$
$_0n^1 + {}_{90}Th^{232} \rightarrow {}_{92}U^{233} + 2\,{}_{-1}e^0 + 2\nu^* + 3\gamma$

Figura 3.2:Reações para a fertilização do Th^{232} (30)

Para o tratamento de materiais com urânio com capacidade proliferante o procedimento recomendado pela AIEA é o de se diluir o isótopo físsil (U^{233} ou U^{235}) em U^{238}. Essa diluição em urânio natural de urânio utilizável em armas nucleares é uma solução simples e vem sendo utilizada para dar segurança a potenciais materiais bélicos. Segundo a AIEA, para U^{235} enriquecimentos abaixo de 20% são considerados não utilizáveis para fins bélicos (34). Com base na massa crítica de U^{235} enriquecido a 20% foi calculado o valor análogo de 12% de U^{233} em U^{238}. Esse é o padrão adotado pela Agência Internacional de Energia Atômica. Não há procedimentos similares para a diluição de Pu (33).

3.1.4 COEFICIENTES DE REATIVIDADE

Diferentemente dos reatores de combustível sólido, os coeficientes de reatividade de reatores alimentados com sal fundido devem levar em consideração variações na quantidade de material que passa pelo núcleo. Outra diferença é a ausência do espaço vazio entre a vareta e o elemento combustível (*gap*), que influencia o coeficiente de reatividade de temperatura em reatores LWR e HWR.

Por uma série de cálculos nos quais a base térmica, o diâmetro do núcleo e a densidade do combustível variam independentemente, o coeficiente de reatividade de temperatura pode ser obtido. Partindo de $k = f(T, \rho, R)$, em que k é o fator de multiplicação, T é a temperatura média no núcleo, ρ é a densidade média do combustível e R é o raio do núcleo, tem-se:

$$\frac{1}{k}\frac{dk}{dT} = \frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{\rho,R} + \frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{\rho,T}\frac{dR}{dT} + \frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{R,T}\frac{d\rho}{dT'}$$

Em que:

$\frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{\rho,R}$ representa a variação parcial de k devido a mudanças na base térmica pela moderação de nêutrons;

$\frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{\rho,T}$ representa a variação parcial de k devido a saída de combustível do núcleo por expansão térmica do fluído;

$\frac{1}{k}\frac{\partial k}{\partial T}_{R,T}$ representa a variação parcial de k devido ao amento do volume do núcleo e da sua capacidade de retenção de combustível.

O coeficiente dR/dT pode ser relacionado com a expansão térmica linear (α) de metais (material da contenção) da seguinte forma:

$$\frac{dR}{dT} = R\alpha$$

De forma análoga, o termo dρ/dT pode ser relacionado ao coeficiente de expansão cúbico (β) do sal:

$$\frac{d\rho}{dT} = -\rho\beta$$

Com base nessas condições pode-se calcular a variação no coeficiente de reatividade com as características do material do núcleo, da mistura do sal e da capacidade de moderação no reator. Esse cálculo é simplificado e não leva em consideração os alargamentos de ressonâncias devido ao aumento de temperatura (Doppler). O alargamento de ressonâncias gera efeitos diferentes em Th e em U^{235}, levando à diminuição e ao aumento da reatividade respectivamente.

Ao se comparar U^{238} com Th^{232} há um fenômeno interessante. Apesar de a integral de ressonância do Th ser aproximadamente um terço da de U^{238}, como visto na Tabela 3.2, o efeito doppler sobre os dois materiais gera uma reatividade negativa maior no Tório quando comparados em PWR, como visto na Tabela 3.3 (35). Essa tendência ocorre devido ao efeito doppler sobre as ressonâncias de absorção desses dois isótopos. O alargamento das ressonâncias é provocado pelo aumento da temperatura, acarretando uma maior absorção dos nêutrons. As ressonâncias de Th^{232} possuem menor largura inicialmente e, portanto, são mais afetadas pelo

alargamento do que as de U^{238} (35). Ou seja, apesar de gerarem integrais de ressonância menores, as ressonâncias finas sofrem alargamentos *doppler* que geram maior absorção do que aquele sofrido por ressonâncias mais largas.

Tabela 3.2: Integral de ressonância de seção de choque captura de Th^{232} e U^{238} (35)

Isótopo	Th^{232}	U^{238}
Integral de ressonância de seção de choque captura (barns)	84.29	275.6

Tabela 3.3:Reatividade Doppler avaliada para combustíveis de Tório e Urânio (35)

Tipo de combustível	k_{inf}		Reatividade Doppler (%dk/kk')*
	600K	900K	
Tório	1.20505 (0.0026%)	1.19373 (0.0027%)	-0.787 (0.40%)
Urânio	1.36860 (0.0032%)	1.35863 (0.0033%)	-0.536 (0.63%)

*: k e k' são os fatores de multiplicação antes e depois da mudança de temperatura, respectivamente.

Esse efeito deve ser intensificado em reatores a sal fundido, já que a temperatura de operação é muito superior à de PWRs.

3.2 PROJETO DO REATOR AERONÁUTICO

Em 1954 o projeto de reator aeronáutico comprovou pela primeira vez a viabilidade da operação de reatores a sal fundido em altas temperaturas nos Laboratórios de ORNL. Nesse protótipo com curta operação devido aos problemas de resistência mecânica e a corrosão, o combustível entrava no núcleo com 650°C e saía com 815°C. O projeto era parte de um ambicioso plano para dar a aviões autonomia próxima a de submarinos e foi chamado de Reator Aeronáutico Experimental (ARE) (31).

O ARE era um reator térmico moderado por blocos de BeO através dos quais o sal circulava em tubos de Inconel (uma liga de alumínio com crômio e níquel com

alta resistência a corrosão) arranjados em uma matriz simétrica. O combustível circula por seis circuitos dentro do núcleo cilíndrico que passam onze vezes pelos blocos de BeO. Os blocos periféricos são refletores, logo não há circulação de combustível por eles. O arrefecimento é feito por sódio líquido, que circula por tubos de meia polegada nas interseções dos blocos moderadores e refletores (31). Um desenho esquemático do núcleo do ARE pode ser visto na Figura 3.3.

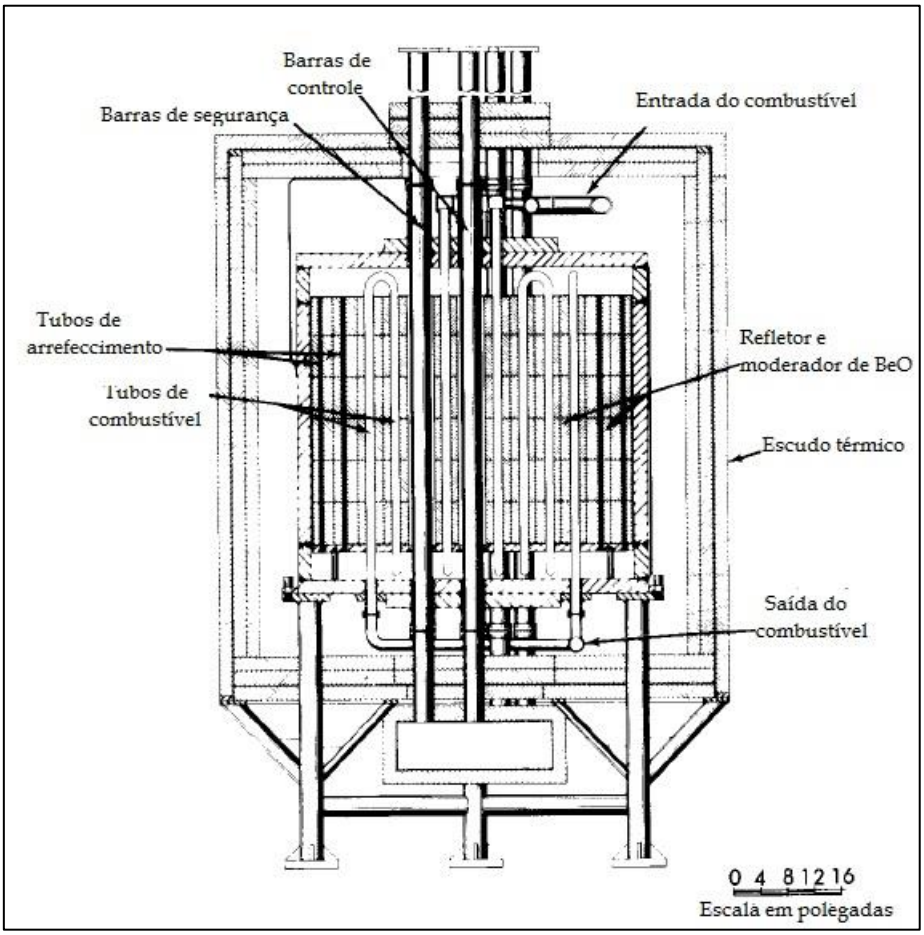

Figura 3.3: Reator Aeronáutico Experimental (31)

Como o objetivo do projeto era somente verificar a viabilidade, aprender sobre a circulação dos sais e descobrir problemas associados ao reator, não houve utilização prática do calor gerado. O calor no BeO e no sódio era trocado com um sistema de gás hélio movido a um ventilador centrífugo que dissipava a energia em outro radiador alimentado externamente por água. (31) A Figura 3.4 mostra o sistema de resfriamento do ARE.

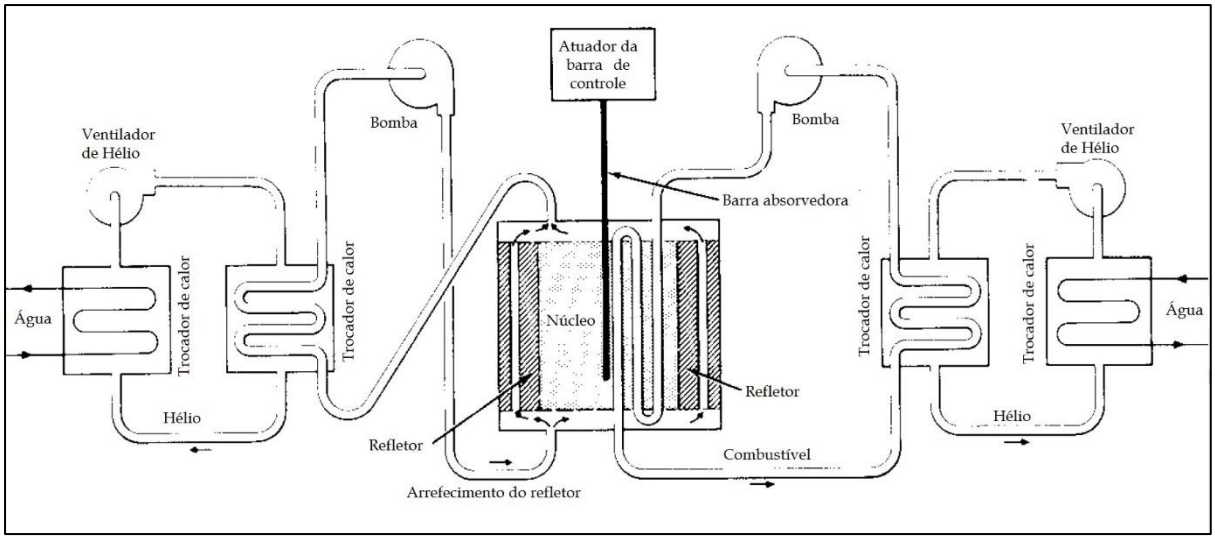

Figura 3.4: Esquema termodinâmico do ARE (31)

O reator era controlado por três barras de segurança acionadas por parafusos de chumbo controlados eletronicamente que moviam eletroímãs em um plano vertical. Quando esses ímãs eram conduzidos para a sua extremidade mais baixa, o rotor que controlava as barras com veneno era ativado. A perda de corrente nos eletroímãs permitiria que as varetas caíssem sob a ação da gravidade em espaços vazios na região central do núcleo. Já a barra de controle era um tubo de aço inoxidável ligado de forma rígida a um suporte operado por um motor elétrico por meio de um pinhão. As câmaras de fissão localizadas no refletor, bem como as câmaras de ionização localizadas fora do vaso de pressão do reator, forneciam leituras de nêutrons e raios gama para o sistema de controle. (31)

3.3 PROJETO DE SAL FUNDIDO

3.3.1 BREVE HISTÓRICO

A tecnologia de sal fundido para reatores começou a ser explorada ainda nos anos 40 nos laboratórios da Universidade de Chicago, de Los Alamos e Clinton (renomeado posteriormente para Oak Ridge). Logo após a descoberta da fissão, começou-se a estudar o conceito de um reator que utilizasse uma solução homogênia como combustível. Devido às complicações técnicas que ainda eram presentes nessa época, como o enriquecimento do urânio, essa pesquisa foi realizada principalmente com dióxidos de urânio não enriquecido. Posteriormente foram realizados os primeiros estudos sobre a utilização de tório e a produção do elemento físsil U^{233}. Pesquisas voltadas para a área aeroespacial levaram então ao desenvolvimento de

conceitos de reatores a tório em forma de sal fundido e à construção de um reator operacional. Desde então, complicações políticas retardaram novos avanços, mas uma nova onda de estudos e projetos nessa área tem atraído a comunidade científica desde os anos 2000.

3.3.2 MATERIAIS ESTRUTURAIS

A pesquisa de materiais adequados para a construção de reatores a sal fundido foi extensa nos anos 50 e 60. Os materiais mais estudados foram alumínios com base de níquel devido às suas propriedades superiores em relação à corrosão em contato com sais em movimento. Estudos foram realizados em duas ligas, Hastelloy e Inconel. Hastelloy representa as ligas contendo molibdênio e Inconel as ligas contendo crômio. Cada liga apresentou vantagens e desvantagens. (31)

Reações entre os sais e o Inconel causavam a depleção do crômio, fragilizando o metal ao formar vazios em sua superfície. Já o Hastelloy apresentou ótimas propriedades de inércia química, mas sofreu um endurecimento causado pela temperatura alta de operação. Esses resultados levaram ao desenvolvimento de uma liga intermediária, que unisse as qualidades dos dois alumínios estudados. (31)

O resultado foi o INOR-8, que possui alta resistência a corrosão a sais fundidos em temperaturas até muito superiores às de operação de um reator. Não houve registros de deformações cristalinas que levassem a perda de propriedades mecânicas, mesmo após longos períodos de exposição aos sais. Essa estabilidade pode ser exemplificada pela baixa taxa de oxidação mesmo sob as temperaturas de operação do reator. Mesmo no meio do século do século XX a fabricação desse metal foi considerada simples e suas características de soldagem e conformação mecânica para a obtenção de tubos, placas e cascos já era muito acessível (31).

3.3.3 SAIS BASES E SOLVENTES

Para a obtenção de um combustível na forma de sal fundido foram explorados muitos materiais nos quais é possível a solubilização de tório e urânio em quantidades suficientes para a manutenção da criticalidade. Outro aspecto importante na escolha é a baixa absorção de nêutrons, mantendo o número maior disponível para a fertilização do tório e a fissão do urânio. O sal deve ser também quimicamente inerte mesmo nas altas temperaturas de operação do núcleo do reator, impedindo assim que ocorram reações com o material da tubulação e com os óxidos combustíveis. A

estabilidade do composto escolhido deve ser mantida sob as condições de alta radiação e de estresse térmico enfrentadas dentro do reator. (31)

As propriedades físicas do sal devem estar contidas em uma faixa cujas exigências são estabelecidas principalmente por duas condições de contorno: o material estrutural do vaso e da tubulação e as condições ideais de trabalho (alta temperatura na perna quente e baixa pressão no sistema). O limite superior da interface fluído-metal é responsável pela temperatura máxima de operação do fluído, que, para os alumínios estudados pelo laboratório de Oak Ridge nas décadas áureas da pesquisa de reatores a sal fundido, era de 704°C. Desde então passaram-se mais de 60 anos e grandes avanços foram realizados na área de materiais e novas ligas de alumínio foram desenvolvidas. Para exemplificar o processo de escolha do composto solvente do sal combustível serão utilizados os dados das pesquisas de ORNL. No caso do ponto de derretimento é levado em conta a capacidade de transferência de calor do sal no trocador de calor do sistema primário, por vezes diretamente à turbina ou para um sistema secundário. No caso do reator de ORNL foi estabelecido que a diferença de temperatura não excederia 60°C. A pressão de vapor do sal deve ser baixa mesmo na temperatura máxima de trabalho para que seja possível manter a pressão do sistema baixa, que é uma das características desejadas em um reator a sal fundido, já que as propriedades de transferência de calor dos sais não demandam um sistema com vapor e a operação nessa situação é mais segura do que com componentes pressurizados.

Do ponto de vista de propriedades de transferência de calor, os sais em geral apresentam qualidades superiores, possibilitando a atuação em altas temperaturas e a aplicação de ciclos de turbina a gás Brayton, de grande eficiência térmica. Com base nessas condições foi estabelecida seguinte relação de propriedades exigidas do sal: Pico de temperatura abaixo de 704°C, com temperatura de trabalho de projeto em 660°C e ponto de derretimento mais de 60°C abaixo da temperatura de trabalho, tendo sido estabelecido no projeto como 550°C a temperatura mínima de derretimento do sal.

Fluoretos de metais alcalinos, de berílio e de zircônio foram os mais estudados, pois suas características são próximas às procuradas. Para que fossem atingidas todas as exigências foi necessário estudar misturas de solventes, já que fluoretos

puros não apresentaram as características desejadas. As associações de BeF_2 com LiF e NaF foram os objetos de estudo mais promissores, apresentando diagramas de fases coerentes com os parâmetros adotados em concentrações variadas. A seção de choque do berílio é a mais vantajosa e sua concentração deve ser a mais alta possível para a utilização em reatores térmicos (31).

As características nucleares do fluido são analisadas principalmente de acordo com a seção de choque de absorção de nêutrons. O berílio possui a probabilidade de absorção, da ordem de milibarns. A seção de choque do sódio é baixa, mas ainda assim da ordem de 10^{-1} barns. Já o lítio possui uma particularidade, pois ocorre naturalmente na forma de dois isótopos cujas seções de choque diferem de forma significativa. O seu isótopo mais comum (Li^7) possui seção de choque de interação com nêutrons térmicos da ordem de 10^{-2} barns e pode ser utilizado para a formação de sais. Entretanto, a pequena ocorrência natural de Li^6, cuja seção de choque é relativamente alta, na faixa de dezenas de barns, gera dificuldades no reator. Logo, é necessário que haja uma separação isotópica do lítio para que esse elemento se torne aplicável a reatores de sal fundido.

Todos os compostos de tório são tetravalentes, levando à utilização de ThF4 em todos os casos. Um sistema ternário de LiF-BeF_2-ThF_4 apresenta limites para a concentração de tório de acordo com as temperaturas de derretimento. Para que o ponto de derretimento seja de no máximo 550°C as concentrações devem ser de 68%LiF, 22%ThF_4 e 10%BeF_2 (31).

Os sais comerciais possuem poucos venenos nucleares e devem passar por um processo de purificação para diminuir a capacidade de corrosão. Os fluoretos são purificados por tratamentos de alta temperatura com gases H_2 e HF (31).

3.3.4 BOMBAS

São necessárias bombas para o circuito primário e secundário. Em ambos os casos o fluido é um sal fundido, com alta densidade, alta temperatura e com potencial de corrosão alto. O fluido primário possui produção interna de calor e radiação, o que agrava as condições de trabalho.

Os princípios utilizados no projeto de bombas para líquidos normais são aplicáveis para o projeto hidráulico de uma bomba de sal fundido. As experiências mostraram que o desempenho de cavitação de bombas de sal fundido pode ser

previsto a partir de testes feitos com água à temperatura ambiente (31). Além dos estresses induzidos por efeitos térmicos normais, os esforços devidos à radiação devem ser levados em consideração em todas as fases do projeto.

Devido à baixa condutividade dos sais, as bombas magnéticas não podem ser utilizadas. Para esses sistemas bombas centrífugas foram testadas e obtiveram resultados satisfatórios. Estudos práticos desenvolvidos ainda na década de 1960 avaliaram a aplicação de bombas de eixo longo e curto com motores selados (36). A utilização de motores selados é desejável, pois independe de elevação e sentido de trabalho. Entretanto, o desenvolvimento dessas bombas exige grande dispêndio de capital, já que as condições de trabalho são severas. O isolamento deve ser muito eficiente em relação a radiação e calor, e o motor deve estar preparado para receber alta dose e operar em alta temperatura para a segurança do sistema. Essa configuração demanda que haja um sistema independente de resfriamento da bomba. Além disso equipamentos e sistemas de monitoramento e segurança devem ser aprimorados. Tendo em vista todas essas complicações, a utilização de bombas submersas é a mais prática para a aplicação em sistemas de sal fundido. Bombas desse tipo foram empregues no ARE e obtiveram êxito em seu funcionamento, operando pela duração completa dos testes (36) (31).

Bombas centrífugas radiais ou de fluxo misto foram testadas com êxito em ORNL (31). As unidades operaram com eixo vertical passando por uma superfície livre de líquido para isolar motor, selos e rolamentos, e sustentando o rotor em sua extremidade inferior. O impedimento da passagem de produtos de fissão ou outros gases indesejados é feita por meio de vedação mecânica das juntas ou selamento hermético da bomba e, em alguns casos, do motor de forma independente. Apesar de haver forte blindagem contra radiação e alta temperatura, faz-se necessário um sistema de resfriamento interno da bomba, que é realizado por um líquido, para compensar o efeito de deposição de energia de radiação gama e beta.

A bomba do ARE, apresentada na Figura 3.5, foi desenvolvida para a durabilidade de 2000 h com níveis de irradiação muito baixos e foi utilizado na Experiência do Reator de Aeronaves para circulação de sais fundidos e sódio a taxas de fluxo de 11,36 a 34,07 m^3/h, com perda de carga equivalente a 76 m, e a temperaturas até 815°C (31). Essas bombas operaram praticamente sem problemas

e muitas unidades, além das utilizadas na Experiência do Reator de Aeronaves, foram utilizadas em testes de desenvolvimento de diversos componentes de sistemas de sal fundido. Os rolamentos, selos, eixo e impulsor formam uma submontagem do tipo cartucho que é removível do tanque da bomba depois de abrir uma única junta de vedação acima do nível do líquido. As conexões de voluta, sucção e descarga formam partes do subconjunto do tanque da bomba no qual o cartucho removível está inserido. A parte superior do eixo e uma área toroidal na parte inferior da caixa do rolamento são resfriadas por óleo circulante e as perdas de calor durante a operação são reduzidas por isolamento térmico.

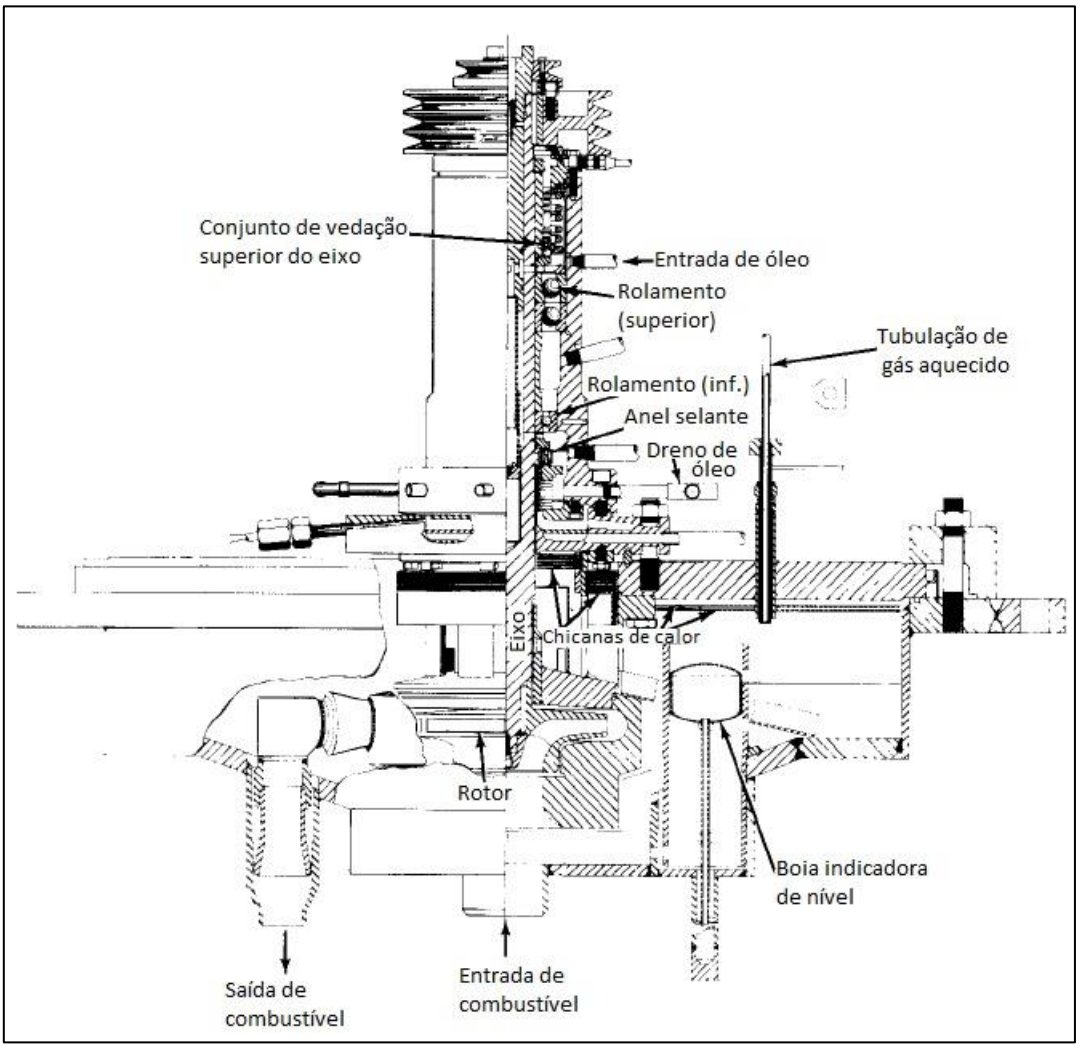

Figura 3.5: Desenho em corte parcial da bomba de combustível do ARE (31)

Em todas as unidades construídas em ORNL, as juntas de níquel-cromo foram utilizadas na construção de todos os componentes submersos de alta temperatura da bomba para minimizar a corrosão (31). A condutividade térmica relativamente baixa

e a alta resistência dessas ligas permitiram espaçamento mínimo entre o impulsor e os rolamentos e altos gradientes térmicos no eixo.

As cargas axiais são suportadas na parte superior do eixo por um par correspondente de rolamentos de esferas de contato angular pré-carregados montados face-a-face de modo a proporcionar a flexibilidade necessária para evitar a união de componentes e para acomodar distorções térmicas. Os rolamentos de esferas de uma única linha ou um mancal tipo bronzina podem ser usados com sucesso para o rolamento inferior.

As vedações superiores das interfaces lubrificante-ar e de lubrificante-gás inerte são semelhantes, rotativas e mecânicas, constituídas por um elemento estacionário de grafite que opera em contato com um elemento rotativo de aço endurecido (31). As vedações são lubrificadas com óleo e a vazamentos de óleo são de aproximadamente 1 a 5 cm^3/dia. Este óleo é coletado e removido da bomba por jatos de gás de alta pressão ou por gravidade.

O acúmulo de cerca de 200.000 horas de operação de teste relativamente sem problemas na faixa de temperatura de 650°C a 815°C com sais fundidos e metais líquidos como os fluidos circulantes provou a adequação deste projeto básico de bomba em relação ao maior problema de distorções termicamente induzidas. Quatro tamanhos diferentes e oito modelos de bombas foram utilizados para fornecer fluxos na faixa de 1,15 a 340 m^3/h, sendo que várias bombas individuais operaram por períodos de 6000 a 8000 h consecutivamente sem manutenção (31).

A bomba básica descrita acima possui rolamentos e selos que são lubrificados e refrigerados a óleo e, em algumas das bombas, elastômeros foram usados como selos entre as partes. A bomba desse tipo que foi usada no ARE foi projetada para um nível relativamente baixo de radiação e recebeu uma dose de menos de $5x10^8$ r. Nessas condições, tanto os lubrificantes quanto os elastômeros utilizados se mostraram inteiramente satisfatórios (31).

A bomba de combustível para um reator de potência, no entanto, deve durar por décadas e o nível de radiação antecipado na superfície do combustível é de 10^5 a 10^6 r/hr. Gases de fissão que emitem radiação beta e gama ocupam todo o espaço de gás disponível acima do combustível, e os produtos de fissão da filha serão

depositados em todas as superfícies expostas. Sob estas condições, a simples bomba descrita acima falharia dentro de algumas mil horas (31).

Melhorias consideráveis na resistência da bomba e do motor à radiação podem ser conseguidas por meios relativamente simples. Alongar o eixo entre o impulsor e o rolamento do motor inferior, inserindo material de proteção adicional, reduzirá a radiação do combustível para um nível baixo no rolamento do motor inferior e no motor. Anéis de vedação metálicos ou outra disposição de junta de metal podem ser usados para substituir as juntas de elastômero. A vedação deslizante logo abaixo do rolamento do motor inferior, que evita o escape de gases de produto de fissão ou a queda da atmosfera externa, deve ser lubrificada para garantir o funcionamento contínuo. Se for utilizada lubrificação com óleo, a radiação pode gerar a formação de impurezas sólidas rapidamente. Vários radicais de fenil, ou misturas deles, estão menos sujeitos à formação de gomas e impurezas sob radiação e podem ser utilizados como lubrificantes para a vedação e para o rolamento do motor inferior. Este rolamento seria do tipo fricção, para cargas radiais e axiais. Essas modificações forneceriam uma bomba de combustível com uma vida esperada da ordem de um ano.

Bombas de eixo curto foram operadas no ARE em 1954 e no reator experimental de sal fundido em Oak Ridge na década de 1960 totalizando mais de 20.000 horas de operação (31) (36). Essas bombas possuíam capacidade menor do que as que seriam aplicadas no circuito primário no caso de um reator comercial, mas o conceito é o mesmo. Esse sistema pode ser divido em três partes: O elemento rotatório, o tanque da bomba e a unidade de potência. O elemento rotatório é composto por rolamentos lubrificados a óleo convencionais que suportam o eixo, no qual o rotor é apoiado. Também compõe o elemento rotatório os selos do eixo que sustentam os rolamentos da bomba e mantém o óleo lubrificante confinado na caixa de rolamentos. O tanque da bomba incorpora o compartimento da bomba, os bocais necessários para a entrada e saída de sais e gases inertes e os suportes de montagem. O tanque seria soldado permanentemente em sua posição no sistema do reator. A unidade de potência é um motor elétrico de indução trifásico instalado em um vaso resfriado à água. Esses três sistemas são montados com juntas seladas para formar uma unidade completamente vedada para gases com sensores de

vazamentos em diversos pontos (principalmente nas juntas). Um desenho esquemático com vista em corte pode ser visto na Figura 3.6.

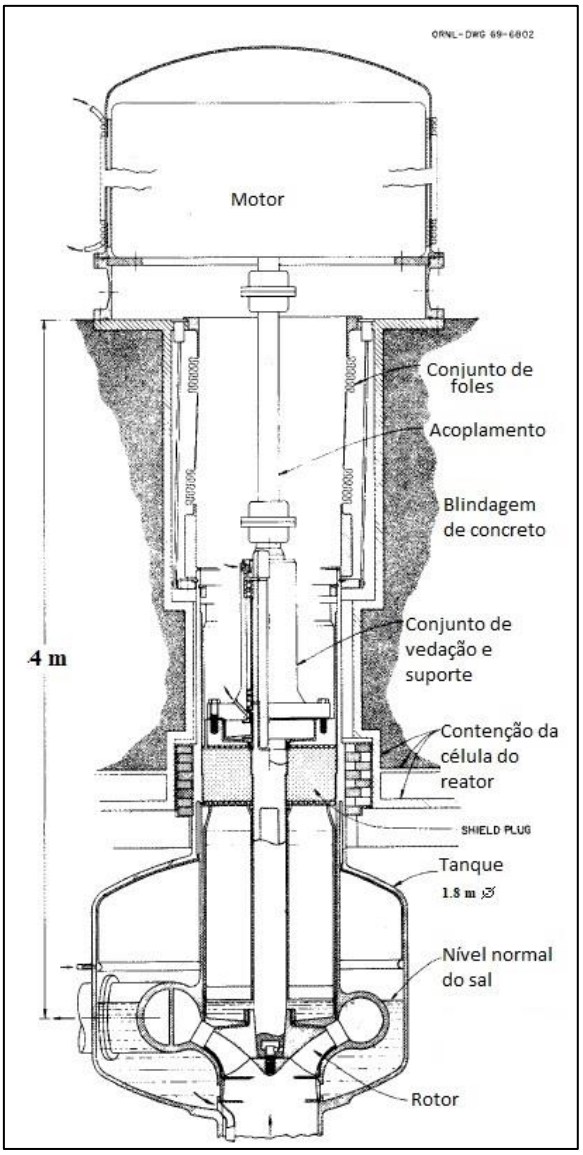

Figura 3.6: Desenho em corte de uma bomba centrífuga submersa de eixo curto (36)

A bomba de eixo longo foi considerada em Oak Ridge principalmente para os reatores de dois fluidos. A maior diferença desse sistema em relação ao de eixo curto é o comprimento do eixo, que é sustentado por rolamentos na base lubrificados a sal fundido. Devido à falta de experiência com esse tipo de bomba em ORNL, os estudos sobre o rotor e a caixa de rolamentos foram realizados por uma empresa, a Mechanical Technology Inc. (36). Os resultados desse estudo levaram a algumas conclusões importantes, como a constatação de que a velocidade de operação deve ser abaixo da primeira velocidade crítica (velocidade de excitação da frequência

ressonância) do eixo. Se isso for impraticável, então será necessário o desenvolvimento de uma forma de se balancear dinamicamente o eixo longo com alta precisão (36).

Bombas de eixo longo são indicadas para sistemas que exigem que o rotor fique em elevações baixas em relação ao resto do sistema. Essa tecnologia é útil para o transporte de gás somente acima da temperatura do ponto de fusão sal e somente se provisões especiais para a alimentação de lubrificante de sal fundido quando o sistema estiver seco forem atendidas. A configuração do sistema é muito parecida com a de uma bomba de eixo curto, tendo como maior diferença a posição do motor muito acima do rotor, após uma camada longa de blindagem de concreto. Um desenho em corte está na Figura 3.7.

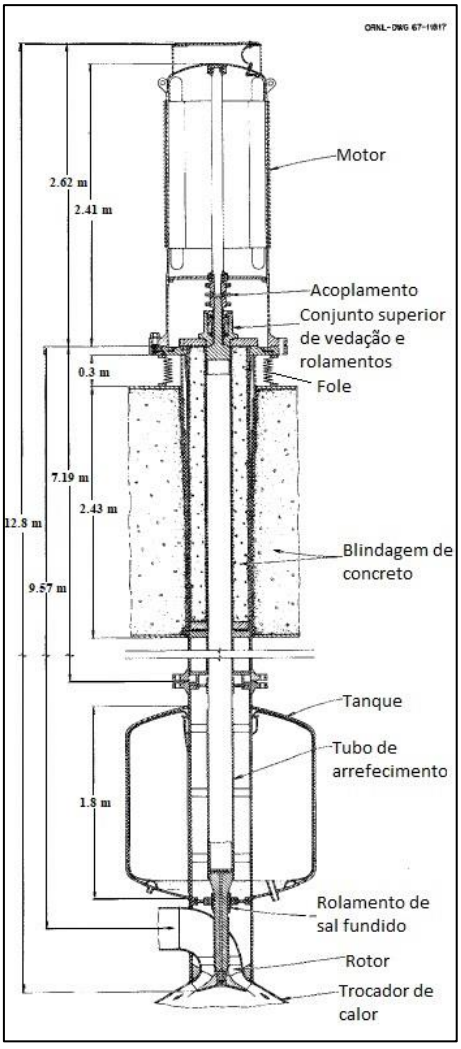

Figura 3.7: Desenho em corte de uma bomba centrífuga submersa de eixo longo (36)

3.3.5 TROCADORES DE CALOR

Há dois tipos de trocadores de calor que compreendem as trocas entre o fluido combustível, o fluido de arrefecimento e o fluido de trabalho do gerador em um sistema de sal fundido: Sal-sal e sal-gás/água.

Para o circuito primário as condições gerais do MSBR impõem diversas condições de projeto sobre o trocador de calor. O volume do combustível no trocador deve ser o mais baixo possível para minimizar o tempo de dobramento. As temperaturas de entrada e de saída, as quedas de pressão e a capacidade total de transferência de calor devem ser estabelecidas conforme as condições de operação gerais do sistema. O tipo de trocador de calor, a colocação dos bocais, a altura da unidade e o diâmetro mínimo do tubo devem ser compatíveis com diversas considerações de fabricação, projeto e disposição do reator. O trocador de calor deve ter um arranjo que facilite a troca de conjuntos de tubos por meio de operações remotas. Todos os componentes que entram em contato com o sal combustível devem ser fabricados com Hastelloy para manter a integridade estrutural. Isso se soma às condições de todos os trocadores de calor de flexibilidade para permitir expansões diferenciais, e de estabelecimento dos maiores gradientes de temperatura possíveis através das paredes. Todas as configurações geométricas devem ser projetadas para minimizar a geração de vibrações (37).

Para o projeto de reator a sal fundido de ORNL foi desenvolvido um sistema de quatro trocadores de calor do tipo tubo e casco para serem usados na interface entre o sal primário (combustível) e o sal secundário. Essas unidades possuíam aproximadamente 1.8m de diâmetro e 7,3m de altura sem que seja considerado o tubo curvado no topo. A Figura 3.8 traz o desenho em corte de uma unidade (37).

O sal combustível entra no topo de cada unidade a aproximadamente 700°C e sai pela parte inferior a 560°C após passar uma vez pelos tubos de 9,525mm (3/8in) de diâmetro externo. O sal refrigerante entra no casco pelo topo e flui até a parte inferior por um derramador central de 0,5m (20 polegadas) de diâmetro, gira e flui para cima através de sistema casco e tubos e sai através de um tubo de 0,7m (28 polegadas) concêntrico ao tubo de entrada no topo. O sal refrigerante é aquecido de 450°C a 620°C no processo. Os 5803 tubos de Hastelloy N estão dispostos em anéis concêntricos no feixe, com um passo radial e circunferencial constante. Os tubos são

em forma de L e são soldados em uma chapa de tubo horizontal na parte inferior e em uma placa de tubo vertical na parte superior. O conjunto de cabeça superior e cabeça de tubo toroidal tem uma vantagem de força significativa, simplifica a disposição para o fluxo de sal de refrigerante e permite que a solda de vedação para o fechamento superior esteja localizada fora do trocador de calor. Cerca de 1,2m da parte superior da tubulação são dobrados em uma configuração de onda senoidal para absorver a expansão diferencial entre os tubos e os cascos (37).

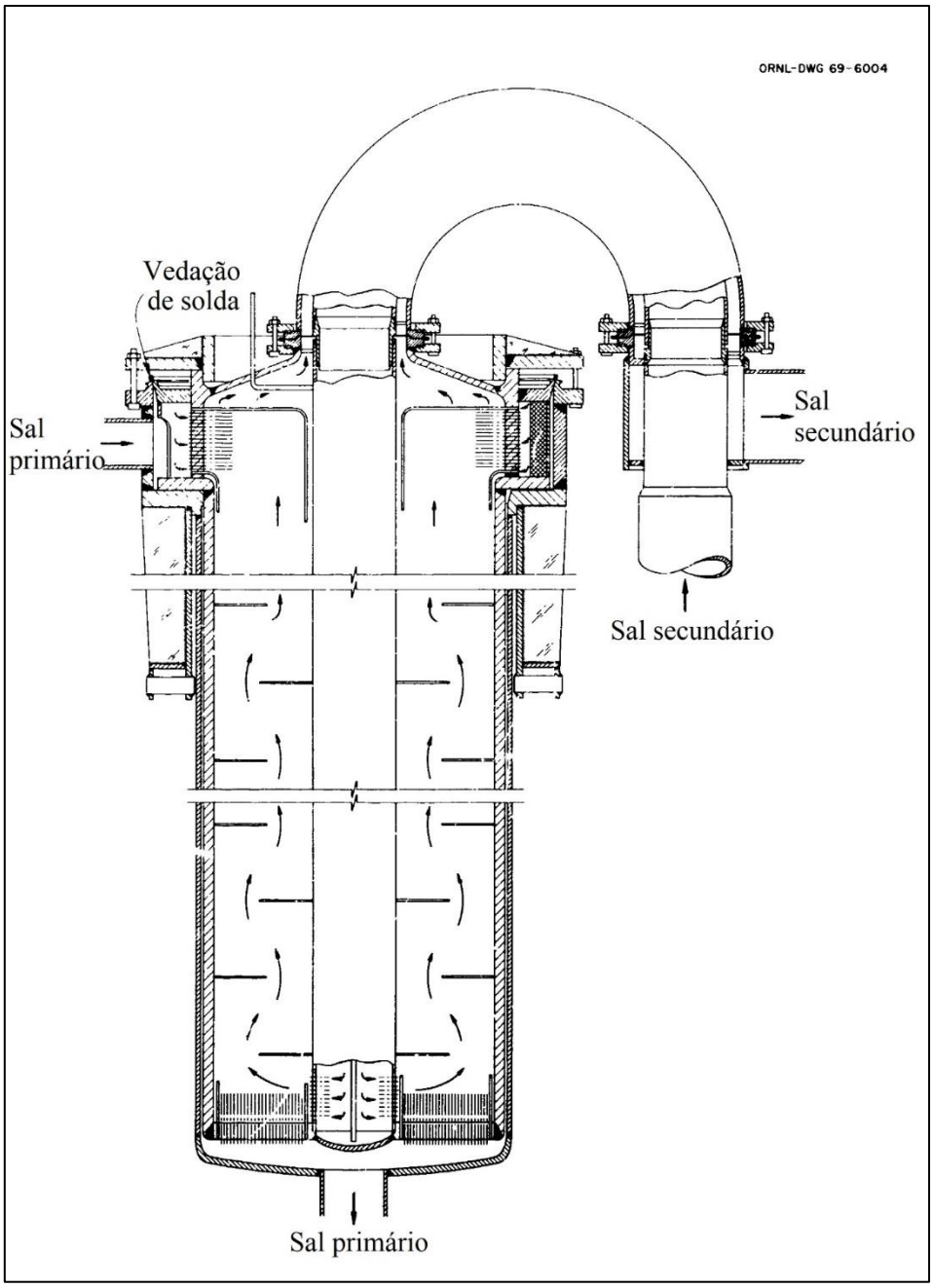

Figura 3.8: Desenho esquemático em corte do trocador de calor primário do projeto de reator a sal fundido de fluido simples de ORNL (37)

3.3.6 INSTRUMENTOS DE MONITORAMENTO

Sensores são muito importantes para a operação segura de um reator. Sais fundidos possuem grandes diferenças quando comparados aos sistemas de combustível sólido, levando a instrumentos de monitoramento muito distintos. Esses instrumentos devem contemplar taxas de fluxo, pressão temperatura e níveis de líquido. Algumas características devem ser atendidas por todos os instrumentos devido à natureza do sal fundido: ser construídas com vedação contra entrada de fluidos, preferencialmente soldadas; ter temperatura máxima de operação maior do que a do fluído combustível; sofrerem o mínimo de alteração na precisão devido a mudanças de temperatura; terem vidas úteis mais longas do que a do reator; serem independentes de tal forma que a falha de um componente não afete as leituras de outros instrumentos ou a operação do reator.

Os principais sistemas de monitoramento são (31):

1. Monitoramento de fluxo;
2. Monitoramento de pressão;
3. Monitoramento de temperatura;
4. Monitoramento de nível de líquido;
5. Sensores nucleares.

3.4 PESQUISAS DE GERAÇÃO IV

O conceito do reator a sal fundido foi eleito pela agencia internacional de energia atômica como uma das tecnologias a serem desenvolvidas para a quarta geração de reatores de potência. As vantagens desses reatores já foram discutidas e nesta seção serão descritos alguns modelos inovadores que estão sendo desenvolvidos para a implementação na próxima geração.

3.4.1 REATOR TÉRMICO MODERADO A GRAFITE

O projeto mais acessível é o de um reator a sal fundido com espectro térmico e moderado a grafite. Esse reator seria uma adaptação dos conceitos desenvolvidos em ORNL aos padrões atuais de segurança e tecnologia. A área de ciência dos materiais, por exemplo, avançou consideravelmente desde a década de 1970 e alguns dos desafios encontrados em ORNL possuem soluções com custos acessíveis

atualmente. Esses reatores apresentariam também ciclos de conversão muito mais sofisticados e eficientes, graças ao avanço na área de termodinâmica.

3.4.1.1 Projeto Holandês

Pesquisadores do Grupo de Pesquisa e Consultoria Nuclear (NRG) nos Países Baixos iniciaram experiências pela primeira vez em muitos anos para testar reatores de sal fundido de tório. Os experimentos, em Petten, marcam o primeiro de seu tipo em mais de 45 anos (38) (39).

Em uma de declaração na internet, Gijs Zwartsenberg, presidente da Fundação Thorium MSR, afirma: "Em 10 de agosto de 2017, um conjunto de tubos selados concêntricos foi inserido no núcleo do Reator de Alto Fluxo em Petten, Holanda. No menor desses tubos fica um conjunto ainda menor de quatro cadinhos de grafite, contendo uma mistura de sais: fluoreto de lítio e fluoreto de tório " (39).

No Experimento de Irradiação de Sal (SALIENT), em colaboração com a Comissão Européia, a equipe de Petten usará o reator da instalação para derreter uma amostra de combustível de tório e depois bombardeá-lo com nêutrons para transmutar o tório em U^{233}.

Um passo posterior é o estudo de ligas metálicas resistentes a temperatura e outros materiais que podem sobreviver ao calor elevado e condições corrosivas dentro de um reator de sal derretido. Eventualmente, eles precisarão examinar como lidar com os resíduos de um reator de tório de sal derretido. Embora seja considerado mais seguro do que os produtos de longa duração de uma arma nuclear padrão, estes ainda precisarão de disposição especial.

Na discussão em um painel na internet (Medium) sobre o porquê da escolha pelo grupo por uma mistura de fluoreto de lítio/ fluoreto de tório como um começo para suas tentativas, foi dito por Zwartsenberg que era o sal de escolha para o projeto de Reator rápido de sal fundido (MSFR) (40). Esse é um conceito europeu para um MSR que desperdiça poucos nêutrons. "Para o SALIENT-02, usaremos uma mistura diferente que também contém berílio, formando uma mistura também conhecida como FliBe e urânio como combustível".

O post de Zwartsenberg juntamente com o especialista em combustíveis nucleares da NRG Ralph Hania ainda ressaltou: "SALIENT é uma maneira de ganhar

experiência com o uso de combustível de fissão sob a forma de um sal derretido. Isso não é feito há décadas e também estamos fazendo isso para nos treinar. É importante notar que o SALIENT não é um único experimento, mas realmente uma série, e vamos construir isso passo a passo. Por outro lado, é uma pesquisa fundamental, na qual analisamos o comportamento de sal e os produtos de fissão formados nos sais " (39).

Se esse projeto tiver frutos, há muitos interesses esperando para se juntar ao clube do tório. Uma empresa dos EUA baseada em Utah diz que está desenvolvendo um reator de tório, enquanto um consórcio de municípios do leste de Utah está explorando se deve participar no projeto. No mês passado, a Seven County Infrastructure Coalition de Utah disse que está procurando por especialistas qualificados para avaliar "uma instalação de energia de tório para produzir eletricidade" (38).

3.4.2 REATOR RÁPIDO A SAL FUNDIDO

O conceito de reatores a sal fundido foi desenvolvido com projetos de reatores operando na faixa térmica em ORNL, entretanto uma linha de pesquisa mais recente trouxe a ideia de se desenvolver um reator sem moderação a tório operando com fissões rápidas. Esse conceito é interessante devido ao desafio de se manter a integridade da matriz de grafite dentro do núcleo do reator a sal fundido térmico. A geometria do reator é concebida de tal forma a gerar mais fissões dentro do núcleo comprimindo o combustível líquido.

Alguns pesquisadores (41) levantaram dúvidas sobre a praticidade do conceito de ORNL ao avaliar a capacidade de reprocessamento durante o ciclo (retirada de produtos de fissão e venenos) e a questão de manutenção da matriz de grafite. Esse conceito traz várias das vantagens do reator a sal fundido tradicional, como segurança passiva e flexibilidade de combustível.

O núcleo desse reator seria um cilindro de diâmetro e altura iguais com o volume de sal total em 18 m^3. Em torno do núcleo há umo envoltório para regeneração contendo sal rico em Tório para conversão. O sal é injetado pela parte inferior e flui para cima, onde é retirado do núcleo passando por separadores sal/bolhas através de coletores. Esses separadores são alimentados a gás hélio, que retira os produtos de fissão gasosos e insolúveis no sal. Em seguida o sal é dividido para passar por um de 16 módulos idênticos em torno do núcleo com trocadores de calor, bombas,

separadores e injetores antes de retornar à parte inferior do núcleo. O ciclo completo tem a duração entre três e quatro segundos (41).

O sal seria composto de lítio (LiF_4) enriquecido em seu isótopo Li^7 em 99.995% juntamente com compostos de elementos pesados (Tório ou Uranio) com flúor (U/ThF_4) em concentrações eutéticas. O ponto de derretimento desse sal é de aproximadamente 565°C. (40).A composição do sal e falta de elementos que moderem nêutrons no núcleo permitem que haja a formação de um espectro rápido de nêutrons.

O reprocessamento seria realizado de forma mais lenta, o que poderia simplificar o processo. Começando por um processo de fluorização e retirada de material físsil, que seria prontamente reinserido no núcleo. Na etapa seguinte o Tório seria separado do sal antes de serem retirados os produtos de fissão, processo esse que leva até seis meses. Depois então o Tório é reinserido no sal e levado para uma fase de preparação e controle de qualidade do sal antes de retornar ao sistema (40).

Esse projeto de reator traz inovações interessantes e pode ser visto como uma alternativa para a quarta geração de reatores de potência. Entretanto, o reprocessamento proposto é capaz de separar U^{233} e Pa^{233}, o que, como discutido anteriormente, traz riscos de proliferação (33). Essa possibilidade certamente impediria a aplicação desses reatores por órgãos de licenciamento, apesar da eficácia do projeto.

3.4.3 CICLO DE CONVERSÃO DE ENERGIA

O interesse em reatores a sal fundido deve-se em grande parte às altas temperaturas de saída do reator, que chegam a mais de 820°C. Aliado às características de transferência de calor dos sais às características de segurança passiva inerentes ao estado derretido do combustível, foram realizados estudos de ciclos de alta eficiência para a conversão da energia térmica (fissão) em energia cinética (turbina). Segundo estudos da NASA (21) um ciclo Brayton com múltiplas etapas de compressão e reaquecimento utilizando gás hélio como fluido de trabalho apresenta resultados muito eficientes.

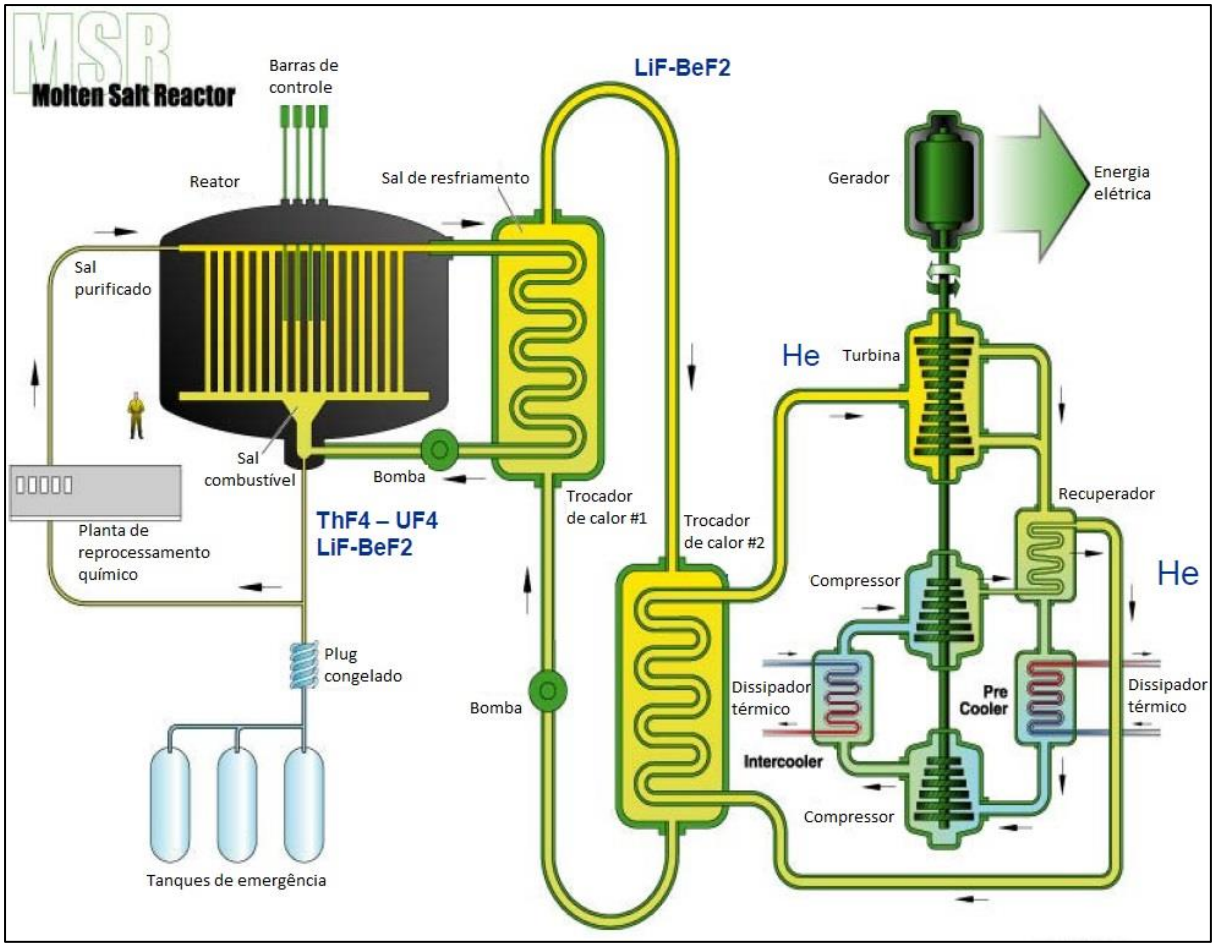

Figura 3.9: Esquema de reator a sal fundido com ciclo Brayton para conversão de energia (21)

A queima ocorre no núcleo, liberando calor por meio da fissão, e o sal combustível passa então por um trocador de calor do primeiro circuito para para o circuito intermediário, no qual circula um sal de Li-BeF_2. As características dos sais permitem uma troca de calor eficiente e a temperatura de trabalho do circuito intermediário é capaz de aquecer diretamente o gás hélio do circuito de conversão de energia operando com ciclo Brayton. Essa é uma das grandes vantagens dos sistemas a sal fundido em relação aos ciclos com combustível sólido como os PWRs e BWRs. O gás hélio recebe calor no trocador de calor segue com alta temperatura e pressão para realizar a expansão em duas turbinas paralelas que alimentam dois compressores em série com intercooler (resfriamento interestágios de compressão) e o gerador elétrico, todos conectados pelo mesmo eixo (21).

A exaustão a turbina flui pelo lado quente do recuperador, onde energia é transferida ao fluxo de saída do compressor de alta pressão antes de entrar no dissipador térmico (HSHX). No HSHX a temperatura do fluído é diminuída até a

condição de entrada no estágio de compressão de baixa pressão. Nesse estágio a temperatura e a pressão do gás aumentam e em seguida o fluido passa pelo trocador de calor He-Água, onde volta à temperatura inicial do circuito. Devido ao estado de baixa temperatura do He na entrada do compressor de alta pressão, o trabalho desse componente é reduzido drasticamente, possibilitando maior potência no eixo e maior eficiência global no sistema. Após o compressor de alta pressão o gás segue para o ledo frio do recuperador e é preaquecido pela saída da turbina (21).

Segundo estudos da NASA ciclos como o descrito acima podem chegar a 50,5% de eficiência (21), um grande salto em relação ao ciclo Rankine de PWRs e BWRs, que operam em torno de 35%.

4 TÓRIO EM REATORES ATUAIS

4.1 INTRODUÇÃO

Tório já foi amplamente utilizado em reatores experimentais e reatores de potência em diversos países. Nos EUA alguns dos primeiros reatores comerciais utilizaram tório em seus carregamentos iniciais. Em Elk River (64 MWt/22MWe), inaugurado em 1964, o reator a água fervente (BWR) operou com pastilhas de ThO_2 e UO_2 contendo de 4 a 7 % de UO_2 (1). O primeiro carregamento do reator a água leve pressurizada de Indian Point (270MWe) continha pastilhas de alta densidade de ThO_2 e UO_2 com aproximadamente 9.1% de UO_2 com 93% de enriquecimento em U^{235}. Os reatores *Breeders* de 60MWe a água leve conhecidos como Shipping Port foram a maior central de conversão de tório a demonstrar a capacidade de geração de material combustível superavitária (com razão de geração maior do que 1) (1). Esses reatores utilizavam módulos de envoltório em torno do núcleo contendo ThO_2 e $U^{233}O_2$ de alta densidade envoltos em Zircaloy 4 e pastilhas de ThO_2 em conjuntos de pinos. Shipping Port foi operacional por cinco anos e o combustível atingiu uma queima máxima de 60 000MWd/t sem a ocorrência de nenhuma falha (1).

Combustíveis nucleares de cerâmica baseados em tório foram utilizados sob a forma de partículas de combustível revestidas (microesferas) na matriz de grafite em HTGRs ou como conjuntos de pinos de combustível revestidos de Zircaloy/aço inoxidável contendo combustível de alta densidade na forma de pastilha ou de partículas ou microesferas compactadas por vibração. Ambos os HTGRs do tipo *Pebble Bed* da Alemanha, o AVR (15 MWe) e o THTR (300 MWe) eram refrigerados por hélio e neles foram utilizados com sucesso partículas de combustível revestidas de urânio altamente enriquecido (HEU)-tório, óxido misto e di-carbeto misto incorporados na matriz de grafite e consolidados na forma de elementos combustíveis esféricos de diâmetro de aproximadamente 60 mm (1). Mais tarde, seguindo os requisitos internacionais de não proliferação, o urânio altamente enriquecido foi substituído por urânio pouco enriquecido (LEU: <20% ^{235}U). As partículas de combustível revestido de óxido de tório de urânio e di-carboneto misturados, incorporados em grafite, também foram empregados sob a forma de blocos prismáticos nos HTGRs refrigerados com hélio dos EUA, Peach Bottom (BWR de 40 MWe) e Fort St. Vrain (BWR de 330 MWe). O HTGR no Reino Unido, conhecido o

Reator Dragon, também usou partículas de combustível revestidas de óxido de urânio e di-carboneto de tório misturado em matriz de grafite (1).

Na Índia o incentivo estatal para o desenvolvimento de reatores a tório sempre foi forte, devido à grande disponibilidade desse elemento, especialmente quando comparada ao urânio (30) (1).

4.2 EFEITOS DO TÓRIO SOBRE SISTEMAS NUCLEARES CONVENCIONAIS

Os ciclos de combustível do reator de urânio-^{233} são mais resistentes à proliferação do que os ciclos de combustível de urânio-plutônio. Estes ciclos avançados de combustível produzem pouco ou nenhum plutônio (42). O U^{233} é diluído isotopicamente com U^{238} para que não possa ser usado em armas nucleares ou criado em um ciclo de combustível projetado para produzir grandes quantidades de U^{232} com o U^{233}. Como consequência do conteúdo de U^{232}, o urânio reciclado com um campo de radiação gama alto seria auto salvaguardado e exigiria manipulação remota.

A inserção de ciclo a tório com a queima de U^{233} leva também a redução do consumo de combustível em LWRs. Os ciclos de combustível LWR de alta queima, que usam tório e produzem U^{233}, demandam menos urânio do que ciclos de combustível convencionais (42). Com o desenvolvimento recente de combustíveis de alto consumo, a implementação de ciclos combustíveis de passagem simples pode se tornar economicamente atrativos usando uma combinação de tório e urânio (42).

Já em reatores CANDU o ciclo de tório de passagem simples pelo núcleo fornece uma abordagem evolutiva para explorar alguns dos potenciais energéticos do tório sem a necessidade de processos de reciclagem (43). O ciclo ótimo de passagem simples pelo núcleo é econômico atualmente, tanto em termos monetários, como em termos de recursos de urânio. Este ciclo cria uma reserva de U^{233} valiosa, protegida no combustível irradiado, que pode ser recuperada no futuro (43).

Os ciclos de combustível de Tório-U^{233} produzem combustível nuclear queimado com alto conteúdo de tório. O desempenho desse rejeito contendo tório em um repositório geológico é geralmente mais seguro do que o de urânio porque os combustíveis de tório são quimicamente mais estáveis (42).

4.3 TÓRIO EM PWR

4.3.1 EXPERIENCIA DE SHIPPING PORT

Após a operação do LWBR em Shipping Port, o ensaio não destrutivo de 524 barras de combustível e a análise destrutiva de 17 barras de combustível determinaram que 1,39% a mais de combustível físsil estava presente no final da vida do núcleo comparado aos elementos originais, estabelecendo que a regeneração havia ocorrido como esperado. O sucesso da geração de energia no LWBR por mais de 160% da vida útil do projeto demonstrou a capacidade de desempenho desse sistema de combustível.

Embora as LWRs atuais usem um ciclo de combustível de urânio e plutônio de baixo enriquecimento, a operação bem-sucedida do Shippingport LWBR demonstrou a viabilidade de usar o ciclo do combustível de tório-urânio em um ambiente de água leve. Como a tecnologia LWR é tão generalizada, isso poderia fornecer uma maneira de progredir rapidamente para uma tecnologia mais avançada - principalmente com o objetivo de melhorar a utilização do urânio. Ou os novos reatores poderiam ser projetados ou, mais facilmente, os reatores antigos poderiam ser remodelados. Este último exigiria apenas mudanças mínimas no projeto e operação da planta do reator. A LWBR é, portanto, altamente relevante para o potencial energético mundial e uma alternativa viável como conversão de PWR em futuras gerações de reatores nucleares.

Os núcleos de U^{233}/tório podem ser projetados e construídos, podem ser operados em plantas LWR existentes para produzir eletricidade e podem produzir combustível físsil suficiente para superar as modestas perdas no reprocessamento e na refabricação. Para os Estados Unidos em particular, isso significa que o abundante suprimento doméstico de tório, um material sem outro uso significativo, pode se tornar uma importante fonte de energia. Este recurso pode fornecer cerca de 50 vezes mais energia do que o suprimento doméstico de urânio usado em LWRs atuais. O reator regenerador de água leve possui assim um potencial energético que pode atender às necessidades elétricas inteiras dos Estados Unidos durante séculos. (44)

4.3.2 REATOR A TÓRIO DE RADKOWSKY

Um conceito de design de reator denominado Radkowsky Thorium Reactor (RTR) foi desenvolvido e demostra o potencial para aplicação de tório em reatores

convencionais de água pressurizada (PWRs) (45). O conceito RTR é um dos mais recentes em uma série de projetos de reatores a Tório regeneradores a água leve desenvolvidos pelo Professor Radkowsky. O reator original semente-envoltório foi o concebido em Shippingport desenvolvido na década de 1950 pela Divisão de Reatores Navais da Comissão de Energia Atômica dos EUA (USAEC) pelo Almirante Rickover, sob o qual Radkowsky era um membro chave do projeto. As mudanças no projeto original da Shippingport resultaram no reator regenerador de água leve (LWBR) utilizando U^{233} como o combustível físsil nas regiões de semente e o tório nas regiões envoltório. O propósito da LWBR era demonstrar o desenvolvimento de combustível em um LWR com regeneração de combustível, um objetivo que foi alcançado com uma taxa de reprodução de cerca de 1,01 (46). Após esse período a proliferação nuclear tornou-se uma grande preocupação e a reciclagem de combustível foi limitada, levando a uma ênfase às modificações do envoltório-semente de tório que facilitariam o aumento da resistência à proliferação e a aplicação precoce em LWRs.

O conceito RTR faz uso de uma geometria de envoltório e semente com tório como material fértil e urânio com menos de 20% de enriquecimento como combustível nas regiões de semente e envoltório. Cerca de 163 unidades de envoltório e semente são empregadas em uma RTR de 1000 MWe, e a troca de combustível durante o reabastecimento é usada para manter uma distribuição de energia aceitável e uma massa crítica relativamente baixa. Outras características chave da RTR são: irradiar o combustível envoltório de ThO_2 e UO_2 misturados durante um período de 10 anos antes da remoção; e empregar uma liga metálica de urânio-zircônio como combustível de semente e irradiá-lo por 3 anos. As queimas elevadas de combustível de ambos envoltório e semente em relação a um PWR convencional resultam em uma diminuição substancial no plutônio presente no combustível irradiado RTR e em aumentos substanciais nas porcentagens de Pu^{238}, Pu^{240} e Pu^{242} naquele plutônio gerado (45). Os recursos de projeto do reator RTR são muito semelhantes aos PWR convencionais, de modo que a aplicação do conjunto geral de envoltório e semente poderia ser implementada de forma bastante rápida se não houvesse processos de licenciamento envolvidos.

A quantidade de plutônio contida no estoque de combustível irradiado da RTR é reduzida em 80% em comparação com um PWR de um projeto atual. A composição

isotópica do Pu aumenta consideravelmente a probabilidade de pré-ignição, pois possui grande inventário de Pu^{238} e Pu^{242}, grandes causadores de emissão alfa, de calor correspondentemente grande. O incentivo econômico para reprocessar e reutilizar o componente físsil do combustível irradiado da RTR é então diminuído. Dessa forma, a substituição de um combustível padrão (baseado em urânio) para reatores nucleares de geração atual pelo combustível RTR proporcionaria uma forte barreira para a proliferação de armas nucleares. Esta barreira, em combinação com medidas e procedimentos de salvaguarda existentes, é adequada para desassociar a energia nuclear civil da energia nuclear militar (45).

4.3.2.1 Aplicação do conceito RTR a um reator VVER: Projeto VVERT

O projeto VVERT é uma implementação de combustível seguindo padrão RTR para um núcleo VVER-1000 padrão, para o qual "T" significa tório. O núcleo VVERT é idêntico a um núcleo VVER-1000 existente com 163 conjuntos de combustível hexagonais e 3.000 MWt de potência. A densidade de potência média de 106 kW/litro é um pouco maior que a de um núcleo PWR similar de um design ocidental.

O conjunto de combustível do VVERT, chamado SBU, consiste em duas regiões espaciais: uma região interna (semente) e uma região externa (envoltório). O objetivo de projeto de tal arranjo é maximizar a produção de energia da região envoltório. O volume da região de semente, e consequentemente sua influência na produção de energia, são minimizados respeitando duas restrições: a quantidade total de urânio carregada na semente de cada ciclo deve sustentar o envoltório subcrítica por um determinado intervalo de reabastecimento e a superfície total do combustível de semente deve ser adequada para sustentar os valores de temperatura e calor desejados. O combustível de semente selecionado foi de pinos de alumínio contendo liga de U/Zr, o que é consistente com a tecnologia de combustível da indústria de fornecedores russa atual. Aa geometria da célula de sementes e da célula unitária foram determinados pela consideração de aspectos neutrônicos e remoção de calor.

O combustível para o envoltório considerado no projeto foi o óxido de tório com adição de óxido de urânio. O urânio foi adicionado ao combustível de envoltório a preocupações com a criticalidade no início do ciclo, enquanto o U^{233} ainda não foi produzido em quantidade suficiente. Outra questão que permeia o projeto é o seu

caráter não-proliferante, que é reforçado com a diluição de U^{233} com essa adição de urânio natural à envoltório.

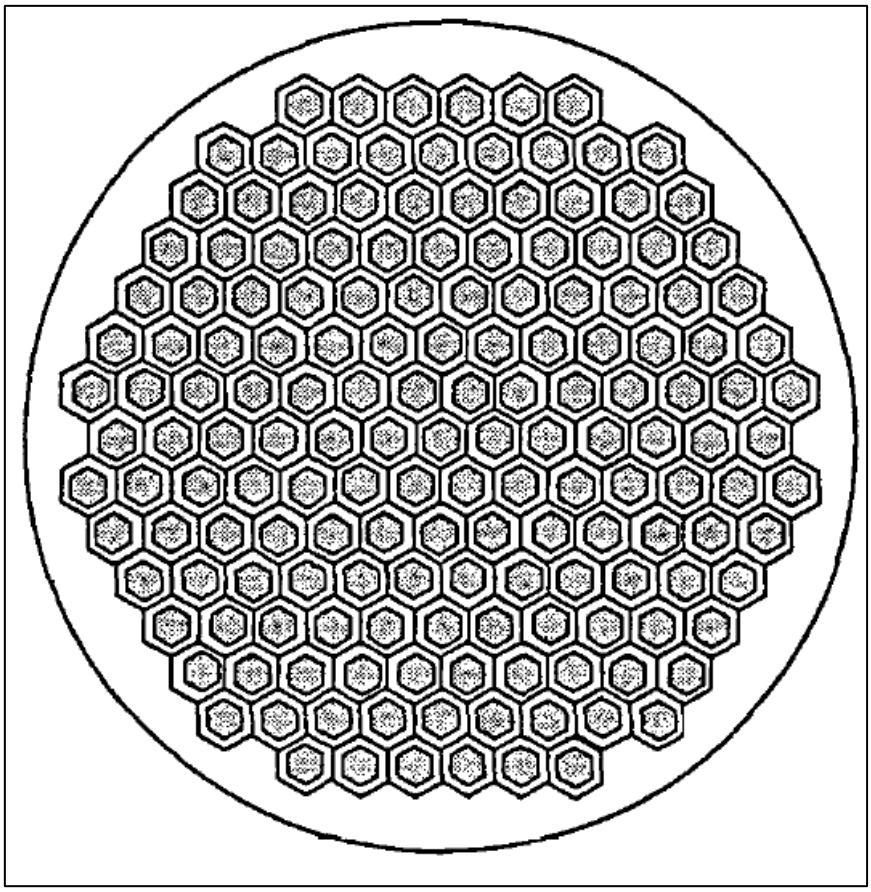

Figura 4.1: Núcleo do VVERT (45)

Basicamente, as sementes são tratadas de forma semelhante às montagens de PWR padrão, ou seja, cerca de um terço das sementes são substituídas anualmente por sementes "frescas", e outros dois terços, parcialmente queimados, são reorganizados. Cada semente é carregada em umo envoltório "vazia", formando um novo tipo de combustível. Essas novas montagens de tipo de combustível (frescas) são reorganizadas em conjunto com montagens SBU parcialmente queimadas para formar uma configuração de recarga para o próximo ciclo.

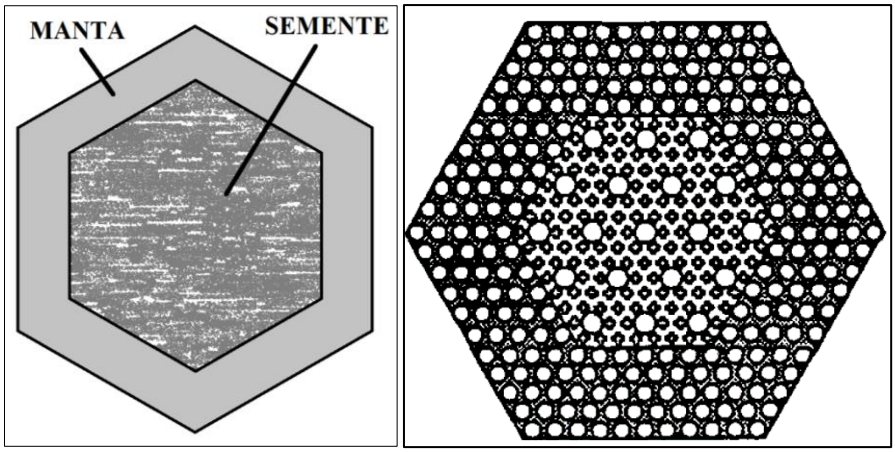

Figura 4.2: Conjunto de envoltório e semente de uma célula do VVERT (45)

Deve-se notar que a principal diferença entre o combustível WERT e um combustível padrão VVER (PWR) é a introdução ao tório no fluxo do material do ciclo do combustível. O tório é carregado na parte do envoltório da SBU. Por razões de economia de combustível, o tempo de permanência do núcleo do Th-envoltório é bastante longo (cerca de 10 anos), enquanto a parte de urânio O SBU (semente) é substituído em uma base anual (ou 18 meses), semelhante à prática padrão de gerenciamento de combustível PWR. É necessário um longo tempo de residência do envoltório para atingir uma fertilização de grande parte do tório, com uma queima de cerca de 100 GWd/t.

A otimização dos parâmetros da rede de semente e envoltório destina-se à geração eficiente e à queima in situ de U^{233} (no envoltório). Essa otimização resultou em proporções de volume de moderador a combustível (V_m/V_f) de 3,2 e 1,9 nas regiões de semente e envoltório, respectivamente. O V_m/V_f relativamente alto na semente foi escolhido para reduzir a absorção epitérmica de U238 e consequentemente a taxa de acumulação de isótopos de plutônio. O valor V_m/V_f do envoltório foi escolhido como um ponto de interseção ideal de dois processos: acumulação de U^{233} (V_m/V_f baixo) e fissão eficiente (alta V_m/V_f). O valor resultante de 1,9 foi encontrado quase idêntico ao de uma rede central padrão PWR.

O gerenciamento de combustível no núcleo adotado para o ciclo VVERT foi baseado em um esquema de recarga em 3 lotes. Um terço de todos os subconjuntos de sementes é substituído anualmente por sementes frescas, enquanto os dois terços restantes são deixados dentro de subconjuntos de envoltório correspondentes e reorganizados como conjuntos de combustível parcialmente empobrecidos. Assim, o

tempo de residência no núcleo de uma submontagem de sementes é de três anos. Os subconjuntos de envoltório são queimados por dez anos, com uma semente nova reinserida a cada três anos. A configuração de recarga foi gerada considerando montagens de combustível de três lotes: fresco (F), queimado pela primeira vez (1) e queimado duas vezes (2). Um padrão de recarga de "equilíbrio", mostrado na Figura 4.3, demonstra uma configuração típica de "baixa vazamento" repetida para cada um dos ciclos de dez ciclos (45).

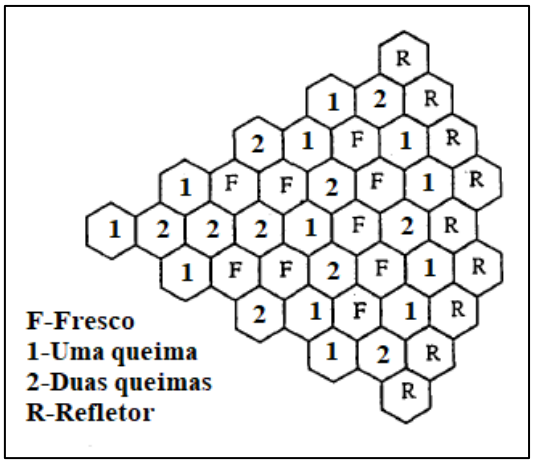

Figura 4.3: Disposição de elementos no núcleo VVERT (45)

4.4 TÓRIO EM BWR

Apesar da maioria dos estudos focarem em PWRs, há também interesse na conversão de BWRs convencionais em utilizadores de tório. Assim como no caso de PWR o combustível deve ser composto por tório juntamente com algum isótopo físsil para que a criticalidade seja atingida no início do ciclo. Novamente Pu, U^{233} ou U^{235} são as opções viáveis.

4.5 TÓRIO EM CANDU

O CANDU possui grande flexibilidade quanto ao combustível utilizado devido ao seu sistema de abastecimento em linha, ao projeto de seus canais, à configuração de seu elemento combustível e à economia de nêutrons característica desses reatores. Nesse contexto a introdução de tório ao ciclo de combustível é vantajosa por diversos motivos. Após alguns ciclos com remanejamento, é possível que o reator se torne independente de urânio natural e de material físsil externo (47). Outra opção,

sem reprocessamento, o ciclo a tório de passagem única gera uma solução sem reciclagem com a formação de U^{233} para utilização em outros reatores. A condutividade térmica do tório é aproximadamente 50% superior à de UO_2 por uma faixa de temperatura larga, e o seu ponto de derretimento é superior em 340°C (48). Como consequência dessas características, as temperaturas de operação serão abaixo das utilizadas atualmente e todos os processos ativados termicamente, como difusão de fases de fissão no combustível, demandarão menos energia.

Outro fator importante é a homogeneização do fluxo de nêutrons termalizados no elemento combustível. Como no caso do CANDU o moderador está fora do elemento, há maior número de fissões na região externa do conjunto. Há também preocupação com o fato de o coeficiente de reatividade de vazio do moderador/refrigerante em reatores CANDU-6 ser positivo, o que não é desejável em termos de segurança. Duas ações principais são propostas para remediar essa característica: a adição de venenos à composição dos elementos, que afeta a criticalidade, ou a alteração da razão volumétrica entre moderador e combustível, que diminui a capacidade de queima do combustível. Uma alternativa seria a utilização de tório com um combustível de alta queima nos pinos internos. Essa opção foi testada com uma mistura de Pu^{239} e Th^{232} por Mohamed (49), que demonstra a redução do coeficiente de reatividade e da quantidade de urânio utilizada. O combustível seria fruto de reprocessamento de combustível de PWRs e levaria também à incineração de plutônio, além da contaminação com U^{232} discutida anteriormente.

4.5.1 CICLO COM REPROCESSAMENTO

Ciclos envolvendo tório em CANDU vêm sendo estudados por Veeder (50) e Didsbury com a utilização de urânio natural e levemente enriquecido e com a realização de reprocessamento. Em ciclos sem tório a economia de urânio chegou a 55% e em ciclos com tório a 90%. Isso se dá pela alta taxa de regeneração (fertilização de Th^{232}) em CANDU, o que ocorre devido à alta economia de nêutrons dada por questões geométricas e da utilização de água pesada. Estudos de novas configurações de elementos combustíveis e de maior economia de nêutrons agora visam a queima e a formação de U^{233} em equilíbrio, levando a um ciclo completamente independente de recursos de urânio natural.

Uma forma de se realizar esse ciclo é proposta por Yang (51) e consiste em um manejo de combustível em dois estágios com a reutilização de elementos de tório irradiados passando por reprocessamento. Segundo o estudo a economia de urânio de 35% uma vez aplicado o ciclo proposto. O estudo propõe que sejam utilizados elementos com três regiões distintas com urânio levemente enriquecido e tório irradiado. Inicialmente haveria a irradiação de elementos compostos de dióxido de tório com urânio enriquecido a 1.5% para a formação de U^{233}. Desses conjuntos, alguns são irradiados novamente e outros são guardados. Enfim, quando houver material o bastante e o ciclo estiver bem estabelecido, o combustível teria uma região externa com ThO_2 puro e UO_2 com 1.5% de U^{235}, uma região intermediária com ThO2 irradiado uma vez e UO_2 com 1.15% de U^{235} e na região central haveria ThO_2 irradiado duas vezes e UO_2 com 1.1% de U^{235}.

4.5.2 CICLO SEM REPROCESSAMENTO

O ciclo de passagem única de tório é uma alternativa muito estudada por sua simplicidade e seu custo relativamente baixo (52). Nesse caso não há a possibilidade de se desenvolver um ciclo independente de recursos de urânio natural, mas a economia pode chegar a 70% em um cenário ideal (com alta queima de U^{233}).

Os ciclos de tório com passagem única pelo reator podem ser implementados com grandes benefícios neutrônicos do reator, entretanto a capacidade de queima do reator deve ser alta. Estudos mostraram que abaixo de 20.000 MWD/t o combustível dopado com tório não é vantajoso, mas em casos hipotéticos que chegam a 50.000 MWD/t a mistura atinge um ponto de máximo desempenho. Essa queima não é possível com as configurações atuais de reatores CANDU, mas em queimas praticáveis, como 33.000 MWD/t, os efeitos positivos já são notáveis (53).

4.6 EXPERIENCIA EM REATORES PEBBLE BED

Pebble Bed são um dos poucos reatores a terem utilizado combustíveis a tório com sucesso no passado para a geração de energia.

Na Alemanha as pesquisas de Pebble Bed foram extensas e a empresa Brown Boveri / Krupp Reaktorbau Ltd. foi responsável pelo projeto de um reator protótipo alimentado a tório de alta temperatura com base em elementos de combustível esférico. As principais características desta linha de reator eram: elementos de

combustível esférico; hélio como refrigerante; temperaturas altas de gás primário até 800 C; e sistema primário completamente integrado

A viabilidade e as vantagens deste conceito de reator foram demonstradas pela construção e operação do reator experimental AVR (15 MWe), que foi levado à criticidade pela primeira vez em agosto de 1966. Desde dezembro de 1967 o AVR forneceu eletricidade para a rede e, em 1969, a planta atingiu uma disponibilidade de 72,5%. O THTR 300 foi um protótipo de projeto de reator patrocinado conjuntamente pela República Federal da Alemanha, pelo estado da Renânia do Norte-Vestefália e pelo operador Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH (HKG).

O reator de tório de alta temperatura (THTR) possui essencialmente as mesmas características de construção do AVR. No entanto, com base na experiência adquirida com AVR, e em vista da maior potência de THTR, alguns componentes foram introduzidos ou alterados. O vaso de pressão de concreto pré-esforçado foi adicionado juntamente com uma reavaliação da estrutura do núcleo. Houve também ajustes e refinamentos no sistema de desligamento e no sistema circulante do elemento combustível.

O recipiente de pressão de concreto pré-esforçado que atua ao mesmo tempo como vaso de pressão e como contenção de segurança a pressão de gás e pressão, inclui todos os componentes principais do circuito primário. É um recipiente cilíndrico de 16 m de diâmetro e 15 m de altura com uma espessura de parede de aproximadamente 5 m. O pré-estresse é aplicado com cabos de tensão anelares e verticais com uma carga de ruptura garantida de 890 MPa. Os cabos de pré-esforço são inseridos em bainhas embutidas no concreto e são grudadas após o pré-esforço para garantir proteção suficiente contra a corrosão.

Para a introdução de sopradores, geradores de vapor, varetas de absorção, tubos, etc., o recipiente de pressão de concreto pré-esforçado está equipado com penetrações. Essas penetrações são reforçadas por obturadores projetados para absorver as forças na área próxima das penetrações. As maiores aberturas de 2,25 m de diâmetro para os geradores de vapor estão localizadas na laje superior da embarcação. A vedação de gás é conseguida através da aplicação de um revestimento metálico de 20 a 30 mm de espessura que serve ao mesmo tempo que

o gabarito interno para o recipiente de pressão de concreto pré-esforçado durante a construção.

Para o material do forro são necessárias propriedades especiais, como alta elasticidade, boa soldabilidade e alto limite de escoamento. Um isolamento na parede interna e um sistema de arrefecimento de água soldado na parte externa do forro protegem o forro de aço e o concreto contra efeitos de temperatura excessiva. Como a isolação, um isolamento de folha de metal (aço inoxidável) provou ser a solução ideal, pois com esses requisitos de pureza de isolamento podem ser facilmente atendidos, o comportamento de irradiação dos materiais é suficientemente conhecido, as propriedades mecânicas são satisfatórias e o envelhecimento e a corrosão não são esperados. A espessura do isolamento térmico do revestimento é de aproximadamente 70 mm.

O reator protótipo THTR 300 MWe foi projetado e otimizado como um antecessor direto de um reator de aplicação comercial. A vida útil desse reator foi curta e não houve prosseguimento para o projeto. O reator atingiu a criticalidade em 1983, após 12 anos de construção com diversas dificuldades e atrasos. A planta foi conectada à rede em 1985 e entrou em operação comercial em 1987 operando com 308 MWe de capacidade bruta e capacidade térmica de 760MWt. Finalmente, após fornecer 2.76TWh à rede o reator foi permanentemente desligado e descomissionado em 1989. O reator THTR 300 foi desligado em 01/09/89 depois de mais de 16.000 h em operação.

Os financiadores públicos deste reator protótipo e o operador não conseguiram resolver os problemas financeiros para a continuação da operação desta planta tecnicamente intacta. A decisão de desmantelamento não era esperada no momento pelo operador. É por isso que o encerramento seguro do projeto alemão para a SAFSTOR acabou por ser a única solução técnica para o desmantelamento rápido da planta, além de razões financeiras e a não disponibilidade de um repositório final. O protótipo Thorium-High-Temperature-Reactor (THTR 300) foi desativado usando a opção de confinamento seguro. A decisão foi tomada em 1989 e o processo foi finalizado em fevereiro de 1997, seguido de até trinta anos de operação da planta fechada segura.

5 SIMULAÇÃO DA INSERÇÃO DE TÓRIO NAS VARETAS DE UM REATOR NUCLEAR

5.1 INTRODUÇÃO

Simulações computacionais constituem uma parte importante do histórico e do desenvolvimento da área nuclear. Devido à complexidade dos fenômenos e ao caráter probabilístico dos eventos nucleares essas ferramentas são necessárias para a solução de questões envolvendo reatores nucleares. Essa necessidade também teve grande influência no desenvolvimento dos códigos computacionais, que evoluíram rapidamente sob o fomento do Projeto Manhattan. Durante esse período foram estabelecidas as bases para todo o desenvolvimento posterior, incluindo a nomenclatura “código”.

Atualmente essas ferramentas são utilizadas em diversas áreas e têm como objetivo principal encontrar soluções para sistemas de equações que, ou exijam um alto grau de complexidade para encontrar suas soluções analiticamente, ou que sejam impossíveis de obter suas soluções de forma analítica.

5.2 SCALE 6.1

O pacote de código SCALE é uma solução abrangente de modelagem e simulação para análise e projeto de segurança nuclear que foi desenvolvida e mantida pelo Oak Ridge National Laboratory (ORNL). O SCALE foi originalmente criado sob o patrocínio da Comissão Reguladora Nuclear dos EUA (NRC), e continua sendo apoiada pelo NRC, bem como pelo Departamento de Energia dos Estados Unidos (DOE). O pacote fornece um conjunto de ferramentas abrangente, verificado, validado e de fácil utilização para segurança de criticalidade, física de reatores, blindagem de radiação, caracterização de termo de fontes radioativas e análise de sensibilidade e incerteza. Por mais de 30 anos reguladores licenciados e instituições de pesquisa em todo o mundo usaram o SCALE para análise e projeto de segurança. O código SCALE fornece uma estrutura "plug-and-play" com 89 módulos computacionais, incluindo três deterministas e três baseados em soluções da equação de transporte por método de Monte Carlo que são selecionados com base na estratégia de solução desejada. O código SCALE inclui bibliotecas de dados nucleares atuais e ferramentas de processamento dependentes de problemas para cálculos de neutrônica de energia contínua e multigrupo, cálculos de nêutrons-gama acoplados em multigrupo, bem como cálculos de ativação e decaimento. O pacote inclui recursos exclusivos para

redução automatizada de variância para cálculos de blindagem, além de análise de sensibilidade e incerteza. As interfaces gráficas do usuário da SCALE ajudam a modelagem precisa do sistema e ao acesso conveniente aos resultados desejados. (54)

5.2.1 KENO-VI

KENO-VI é um programa tridimensional de análise de criticalidade usando teoria de transporte de nêutrons baseado em modelo de processamento Monte Carlo. O objetivo principal do KENO-VI é determinar o fator de multiplicação efetivo (k-efetivo). Outras quantidades calculadas incluem vida útil, tempo de geração, fugas dependentes da energia, absorções dependentes de energia e região, fissões, fluxo e densidades de fissão (55).

O KENO-VI retém os recursos do KENO-Va, como a entrada de dados simplificada por uma interface acessível, a capacidade de geração de supergrupos de dados dependentes de energia, um modelo de dispersão P_n nas seções transversais, o uso de equações quadráticas para representar a entrada de geometria, um procedimento para combinar limites de letargia entre albedos e seções transversais para ampliar a utilidade do Albedo com adição de um pacote de geometria mais flexível. O pacote de geometria no KENO-VI é capaz de modelar qualquer volume que possa ser construído usando equações quadráticas. Além disso, características como interseções de geometria, rotação do corpo. Arrays hexagonais e limites de matrizes foram incluídos para tornar o código mais flexível (55) (54).

Um conjunto de volumes de geometria predefinidos foi incorporado no KENO-VI. Os volumes adicionais podem ser construídos usando o cartão de geometria QUADRATIC que permite ao usuário especificar qualquer volume que possa ser modelado usando equações quadráticas. A capacidade de cruzar os volumes torna possível modelar exatamente as coisas como as interseções de tubos, o que era anteriormente impossível em KENO-V.a A capacidade de rotação de corpos significa que os volumes já não devem ser posicionados paralelamente a um grande eixo. Arrays hexagonais foram adicionados para simplificar a construção de arrays. O uso de limites de matriz torna possível preencher um volume não-central com uma matriz, especificando o limite onde uma partícula sai e entra na matriz (54) (55).

Uma característica importante do KENO-VI é a capacidade de gerar supergrupos com dados dependentes da energia, como seções transversais e fluxo. Este recurso automático é ativado quando o armazenamento do computador é insuficiente para suportar todo o problema ao mesmo tempo. Os dados dependentes da energia são então divididos em supergrupos que estão escritos em um dispositivo de acesso direto e movidos para dentro e fora da memória, conforme necessário. Assim, problemas maiores podem ser executados em computadores menores (55) (54).

A dispersão anisotrópica é tratada usando ângulos discretos de dispersão. Os ângulos e as probabilidades associadas são gerados de forma a preservar os momentos da distribuição de espalhamento angular para a transferência de grupo para grupo selecionada. Esses momentos podem ser derivados dos coeficientes de uma expansão polinomial P_n de Legendre. Todos os momentos através do momento 2n-1 são preservados para n ângulos discretos de dispersão. Existe uma correspondência um para um, de modo que n coeficientes de Legendre produzam n momentos. Os casos de um e zero no ângulo de dispersão são tratados de forma especial. O KENO-VI pode reconhecer que a distribuição é isotrópica, mesmo que o usuário especifique múltiplos ângulos de dispersão e, portanto, seleciona automaticamente uma distribuição isotrópica contínua. Se o usuário especifica um ângulo de dispersão, o código executa a dispersão semicontinua, escolhendo os cossenos de ângulo de dispersão uniformemente em algum intervalo entre -1 e +1, estabelecendo a probabilidade como nula em relação ao resto do intervalo (55) (54).

Albedos diferenciais estão disponíveis para simular o rastreamento em um refletor. Estes albedos foram gerados usando a estrutura de Hansen-Roach de 16 grupos de energia. O KENO-VI pode ampliar o uso desses albedos para incluir outras estruturas de grupos de energia combinando limites de letargia entre os albedos e as secções transversais para que as transferências de energia apropriadas possam ser feitas. As tabelas de limites de letargia são criadas tanto para as estruturas do grupo de energia do albedo quanto para a seção transversal, e o intervalo de letargia correspondente à transferência desejada é determinado com base em uma distribuição uniforme ao longo do intervalo de letargia. As aproximações devem ser feitas quando os limites do grupo de energia dos albedos e seções transversais são distintos. Dessa forma, o usuário deve analisar os resultados para avaliar os efeitos

das aproximações até que uma base de informações adequada seja estabelecida (55) (54).

5.3 DESCRIÇÃO DO REATOR

O reator Angra 2 é um PWR de projeto alemão construído no Brasil, com capacidade térmica de até 3782 MWt gerando ^{135}0 MWe. Cada conjunto de combustível está disposto em uma matriz de 16x16 varetas colocadas em uma seção transversal quadrada com quatro regiões simétricas (56). Existem 5 varetas de controle e 59 barras de combustível por quarto. Os conjuntos de combustível são colocados em uma configuração quase cilíndrica com diferentes regiões de enriquecimento. O carregamento inicial tem conjuntos de combustível preenchidos com pastilhas de dióxido de urânio com três níveis de enriquecimento diferentes: 1,9%, 2,5% e 3,2%. Cada haste de combustível é feita de *pellets* empilhados dentro de um cilindro de Zircaloy 4 (*cladding*) e o vazio entre eles é preenchido com hélio (56).

5.4 CONFIGURAÇÕES SIMULADAS

Para a simulação do reator de Angra 2 foram utilizados os dados do FSAR de 1999 (56). Dessa forma foi possível recriar a geometria do elemento combustível e a composição original do combustível, que é de UO_2 com diferentes regiões de enriquecimento. Como explicado anteriormente, quanto maior o enriquecimento de U^{235}, maior será o limite de tório (ThO_2) que pode ser inserido no sistema. Com base nessas informações foram realizadas as simulações com alterações de enriquecimento, quantidade relativa de Tório e também considerando a utilização de plutônio no carregamento inicial.

Como já mencionado, um alto enriquecimento é ideal para o uso em combustíveis mistos de Th-U em relação aos níveis de criticalidade. Para verificar essa afirmação o estudo foi realizado para diferentes enriquecimentos dentro dos limites estabelecidos pela AIEA.

A adição de ThO_2 é feita como uma mistura homogênea com UO_2 em cada barra de combustível dentro do conjunto de combustível. As simulações utilizaram os dados nucleares ENDF / B-VII como função do nuclídeo, tipo de reação e energia na estrutura do grupo SCALE 238 e geraram 203 gerações com 1000 nêutrons cada.

O estudo levou em consideração apenas o fator de multiplicação de nêutrons em meio infinito. Isso foi feito modelando um único conjunto de combustível (FA) com bordas refletidas e executando o código sob essas condições. A geometria e os parâmetros iniciais do combustível foram retirados do FSAR e a concentração volumétrica de dióxido de tório aumentou de zero a 100% do volume total de combustível. Uma vez que não são feitas alterações na geometria do núcleo, é razoável supor que as diferenças no k_{inf} com o aumento das concentrações de tório são exclusivamente devidas às alterações do material combustível e não por mudanças na quantidade de nêutrons em um determinado grupo de energia. O uso de k_{inf} também exclui a influência de fuga como o motivo das variações da geração de nêutrons.

O tório funciona como um veneno absorvedor de nêutrons no início do ciclo do combustível, de modo que o nível de ácido bórico foi fixado em 1000ppm, que é a concentração no meio da vida operacional e não o nível usual para o carregamento inicial (2500ppm) necessário para controlar a alta reatividade no início do ciclo, como de costume para o PWR comercial.

Na Figura 5.2, mostra-se o conjunto de combustível gerado para a simulação por computador usando KENO-VI. Uma vista de seção cortada de uma barra de combustível e a legenda de cores são mostradas na Figura 5.1.

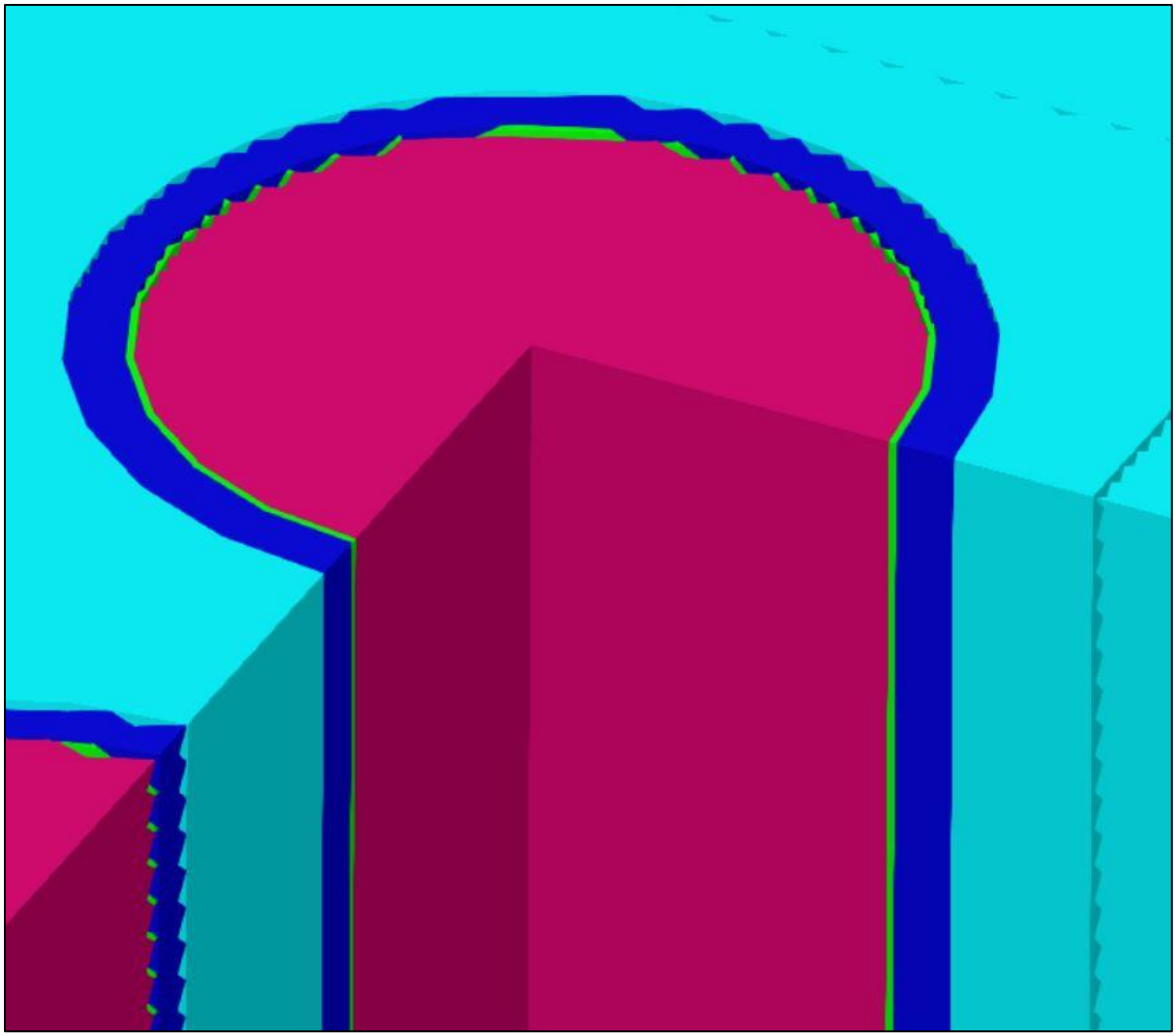

Figura 5.1: Imagem da vareta de combustível em corte gerada com o programa KENO3D

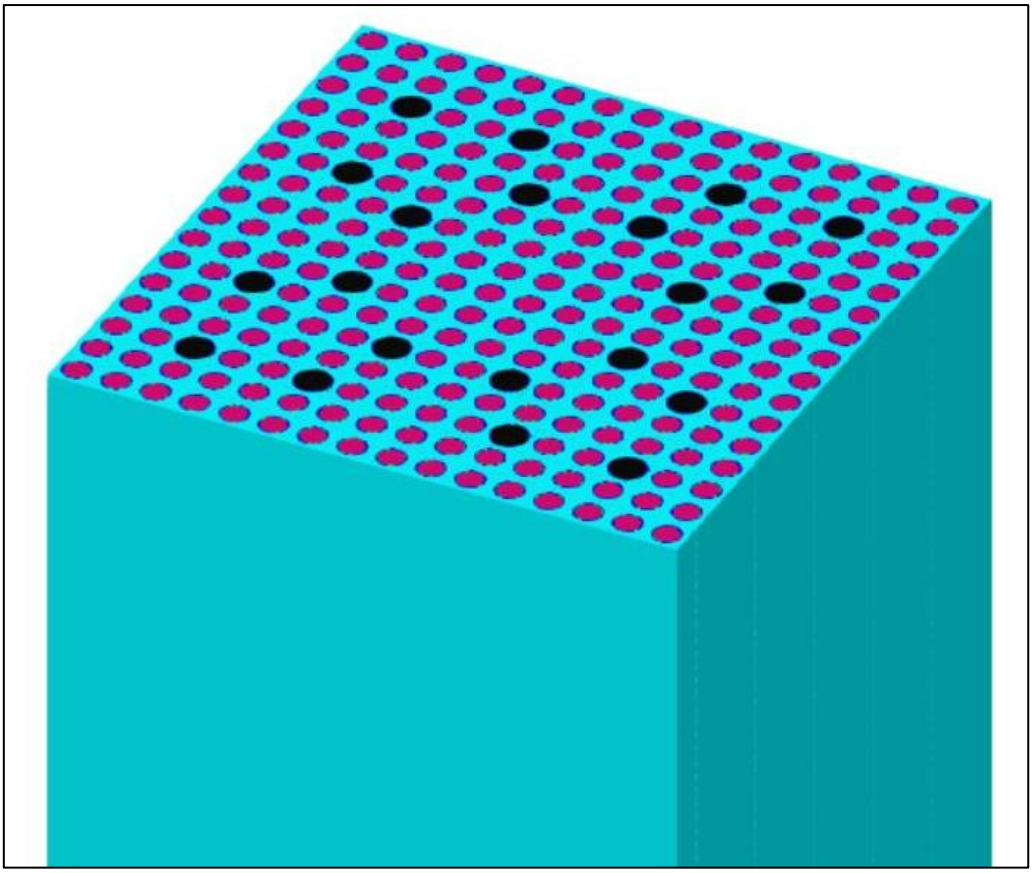

Figura 5.2: Imagem do elemento combustível gerado com o programa KENO3D

5.4.1 SIMULAÇÃO 1: DIFERENTES ENRIQUECIMENTOS E INSERÇÕES DE TÓRIO

Na simulação 1, foi realizado o estudo de criticalidade utilizando-se o elemento combustível de Angra 2 e considerando-se diferentes configurações de concentrações de óxidos mistos de Urânio e Tório. O objetivo dessa simulação é levantar dados de criticalidade sobre a aplicação de combustíveis mistos em reatores PWR para poder julgar se é possível realizar a conversão destes em curto ou médio prazo. Os estudos foram realizados para o ciclo inicial do reator (reator frio), entretanto, a concentração de boro utilizada foi correspondente à de operação em período avançado do ciclo (1000ppm). Essa decisão foi tomada para mitigar o efeito somente absorvedor do Tório no início do ciclo.

O objetivo dessa simulação é avaliar o efeito do tório sobre o k_{inf} no início do ciclo, ou seja, antes da produção de U^{233}. Esses efeitos são avaliados quanto à quantidade de urânio utilizada, ao k_{inf} atingido (teste de criticalidade) e para se escolher qual a quantidade de tório limite em diferentes enriquecimentos.

5.4.1.1 Resultados

Os resultados obtidos são mostrados na Figura 5.3 e na Tabela 5.2.

Figura 5.3: Gráfico de K_{inf} para diferentes enriquecimentos e concentrações de ThO2

Como esperado, a simulação 1, que gerou o gráfico da Figura 5.3, foi confirmada a previsão e a constatação de diversos estudos anteriores de que o aumento do enriquecimento do urânio para a ignição do reator possibilita uma parcela maior de tório no reator. A mudança no formato das curvas indica que com maiores concentrações de urânio físsil, menor é o efeito da adição de tório para fins de criticalidade. Ou seja, com maior enriquecimento o combustível é capaz de sustentar a reação em cadeia mesmo com a presença de um elemento absorvedor (Th^{232}).

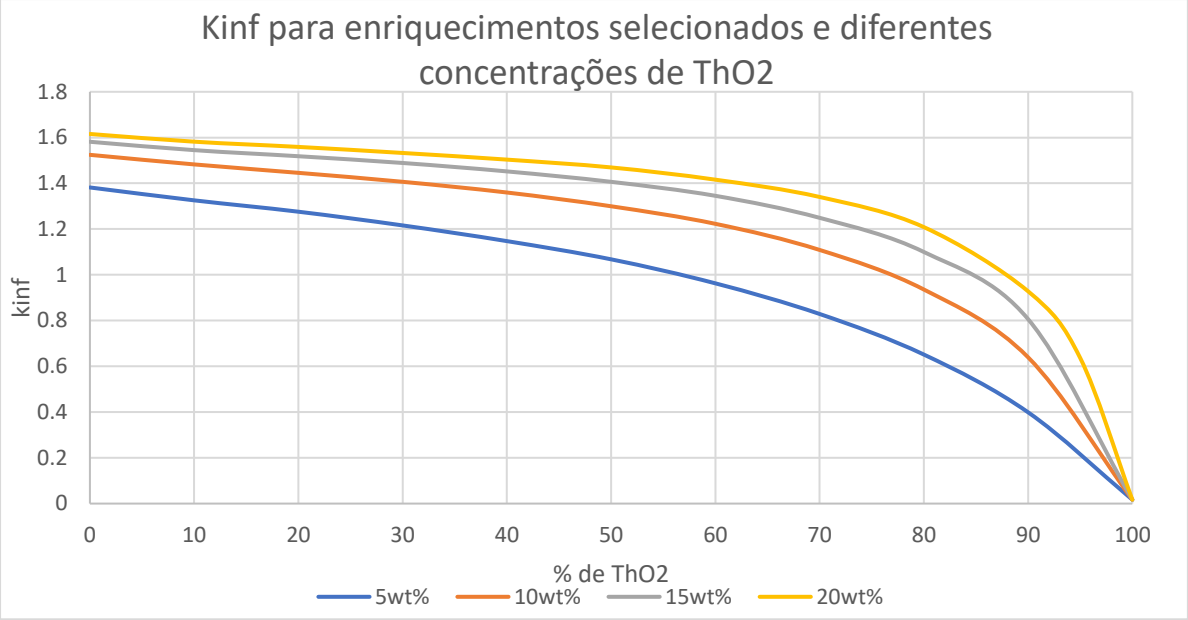

Figura 5.4: Curvas de k_{inf} com enriquecimentos de intervalos iguais

O efeito de aumentos no enriquecimento sobre o k_{inf} é menor a medida que a quantidade de U^{235} no sistema fica maior. Esse comportamento é facilmente visto no gráfico da Figura 5.4, no qual foram plotadas as curvas para intervalos constantes de aumento no enriquecimento, e é evidenciado pela Tabela 5.1, que traz as diferenças percentuais entre os pontos das curvas plotadas.

Tabela 5.1: Diferenças entre os pontos das curvas de k_{inf} com enriquecimentos de intervalos iguais

	Diferença percentual entre pontos das curvas		
%ThO2	5 e 10wt%	10 e 15wt%	15 e 20wt%
0	10.32	3.75	2.16
10	11.84	4.21	2.39
20	13.32	5.02	2.69
30	15.68	5.85	2.94
40	18.51	6.79	3.55
50	21.73	8.22	4.48
60	27.03	10.01	5.25
70	33.78	12.66	7.30
80	43.65	17.52	9.88
90	60.25	26.09	15.08
100	0	0	0

Isso indica que, para a geometria e para o volume de moderador (associado evidentemente à eficiência da moderação) utilizados, há um limite superior para o k_{inf} e que a utilização de níveis maiores de enriquecimento traria poucas vantagens do ponto de vista da criticalidade no início do ciclo.

Tabela 5.2: Dados de k_{inf} para diferentes enriquecimentos e concentrações de ThO_2

2.5wt%		**3wt%**		**3.2wt%**		**4.5wt%**		**5wt%**	
%ThO2	kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf
0	1.1754	0	1.2385	0	1.2576	0	1.3564	0	1.3818
10	1.1046	10	1.1655	10	1.1901	10	1.2977	10	1.3255
20	1.0374	20	1.1032	20	1.1273	20	1.2411	20	1.2758
30	0.9622	30	1.0343	30	1.05568	30	1.1821	30	1.2159
40	0.8803	40	0.9537	40	0.9779	40	1.10979	40	1.1473
50	0.78699	50	0.86139	50	0.8889	50	1.02697	50	1.0676
60	0.68098	60	0.7539	60	0.7791	60	0.9205	60	0.9627
70	0.55705	70	0.62548	70	0.6504	70	0.78637	70	0.82877
80	0.41017	80	0.46659	80	0.48742	80	0.61093	80	0.65145
90	0.23383	90	0.26987	90	0.28418	90	0.36936	90	0.39904
100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935
6wt%		**10wt%**		**15wt%**		**17.5wt%**		**20wt%**	
%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf	%ThO2	Kinf
0	1.427	0	1.5244	0	1.5815	0	1.5992	0	1.6156
10	1.3723	10	1.4825	10	1.5449	10	1.5662	10	1.5819
20	1.3256	20	1.4457	20	1.5183	20	1.5388	20	1.5591
30	1.2732	30	1.4065	30	1.4888	30	1.5146	30	1.5326
40	1.2102	40	1.3597	40	1.452	40	1.48	40	1.5035
50	1.131	50	1.2996	50	1.4064	50	1.4414	50	1.4694
60	1.0353	60	1.2229	60	1.3453	60	1.3843	60	1.4159
70	0.90363	70	1.10872	70	1.2491	70	1.2997	70	1.3403
80	0.72274	80	0.9358	80	1.09979	80	1.15996	80	1.2085
90	0.45525	90	0.63945	90	0.80631	90	0.87071	90	0.9279
100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935	100	0.016935

Outra observação relevante é a de quantidade de urânio utilizada para a confecção dos elementos combustíveis. Um dos maiores incentivos para a utilização de combustíveis baseados em tório é a escassez de urânio, fazendo desse um tópico de muita importância.

Tabela 5.3: k_{inf} dos elementos de Angra 2

wt%	k_{inf}
1.9	1.0740
2.5	1.1755
3.2	1.2576

Comparando o k_{inf} os elementos com os enriquecimentos utilizados atualmente em Angra 2 com e sem a presença de tório é possível obter uma relação de equivalência entre eles. Dessa forma seria possível a confecção de um núcleo substituindo regiões de menor enriquecimento por regiões de maior quantidade de dióxido de tório. Essa equivalência é mostrada na Tabela 5.4.

Tabela 5.4: Quantidades de urânio para a fabricação dos elementos combustíveis estudados

FA	U_{nat}/FA (kg)	k_{inf}	FA	U_{nat}/FA (kg)	k_{inf}
1.9 wt%	1619.30	1.0740	**2.5 wt%**	2130.66	1.1755
3.2wt% UO2 with 30% of ThO2	1909.07	1.0556	**3.2wt% UO2 with 15% of ThO2**	2372.70	1.1581

Como pode ser visto na Tabela 5.4, para valores próximos de fator de multiplicação de nêutrons, os elementos contendo tório consomem mais urânio natural. Esse resultado mostra que para configurações iniciais não é vantajosa utilização de tório do ponto de vista de economia de urânio. Além disso, a pequena quantidade de tório presente no elemento seria insuficiente para que houvesse uma mudança significativa no consumo de combustível e na manutenção da criticalidade dentro do reator.

5.4.2 SIMULAÇÃO 2: DIFERENTES QUANTIDADES DE TÓTIO E URÂNIO NATURAL COM 5% DE PU

Essa simulação foi realizada considerando um combustível misto de plutônio, urânio e tório mantendo-se um percentual constante de Pu^{239} e alterando-se as quantidades relativas de urânio natural e Th^{232}. Os três elementos foram inseridos homogeneamente nos elementos combustíveis na forma de dióxidos. Novamente a geometria utilizada foi a do reator Angra 2 logo a mesma modelagem explicada

anteriormente é aplicada novamente. Os dados gerados estão na Tabela 5.5. O comportamento da curva gerada a partir da Tabela 5.5 é apresentado na Figura 5.5.

Tabela 5.5: Dados da simulação com 5% de Pu^{239} e diferentes razões de urânio natural e tório

Pu	Th	U	kinf
5	100	0	1.4827
5	95	5	1.4532
5	90	10	1.4424
5	80	20	1.4366
5	70	30	1.4337
5	60	40	1.43475
5	50	50	1.4363
5	40	60	1.4377
5	30	70	1.4451
5	20	80	1.4534
5	10	90	1.4622
5	0	100	1.4851

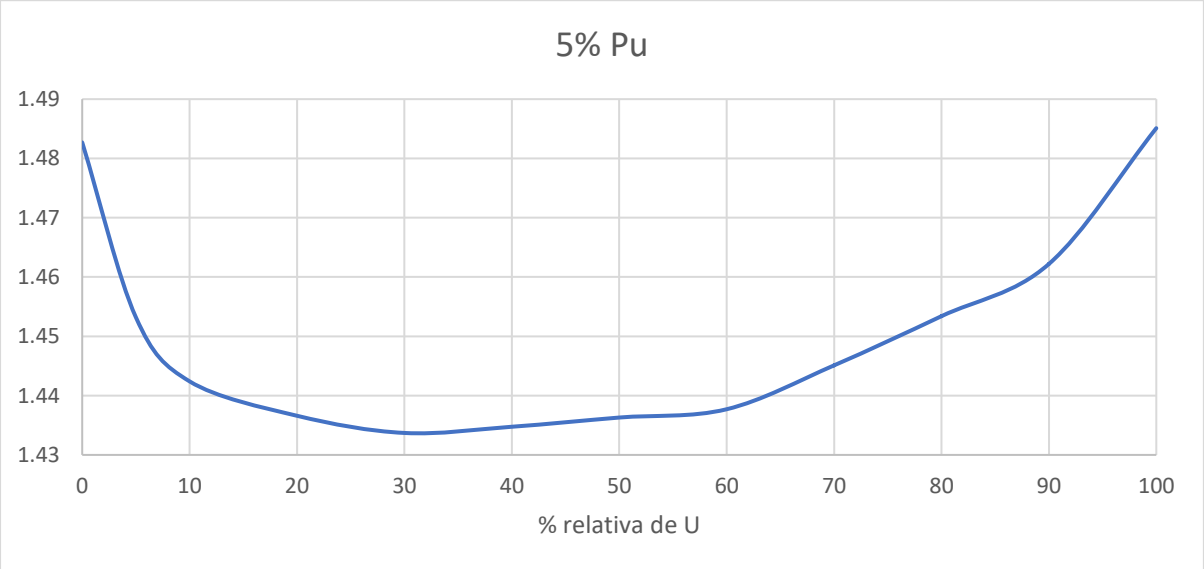

Figura 5.5: Gráfico de criticalidade para diferentes razões de urânio natural e tório em elemento com 5% de Pu^{239} gerado para Angra 2

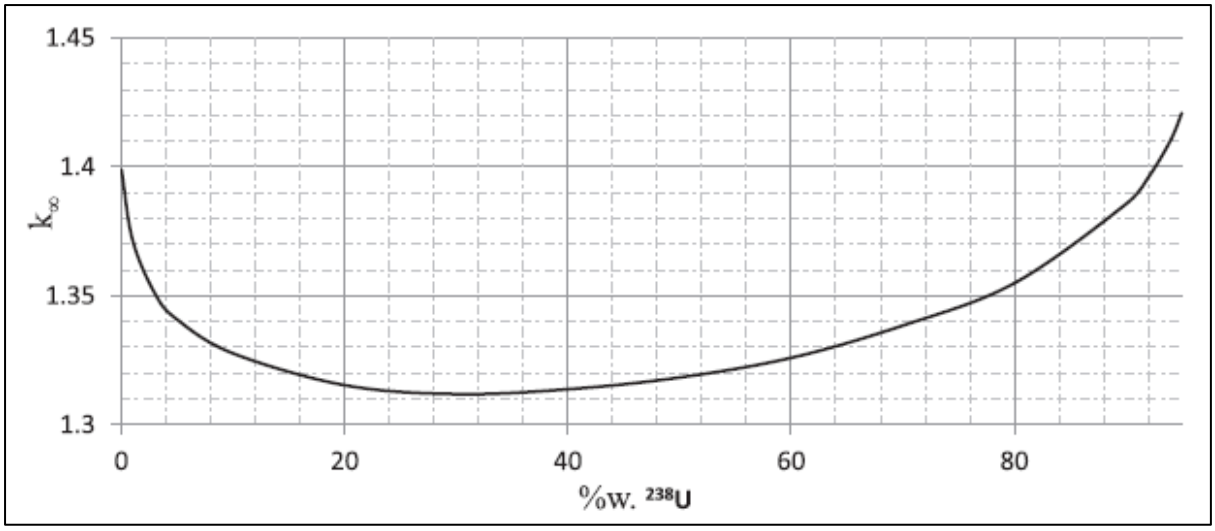

Figura 5.6: Gráfico de criticalidade para diferentes razões de urânio natural e tório em elemento com 5% de Pu^{239} gerado para o AP1000 (57)

Esse comportamento foi comparado com um estudo feito em 2016 utilizando uma modelagem em Monte Carlo de um reator AP1000 (57). As curvas são compatíveis, confirmando os argumentos do artigo citado. Segundo Ahlaj et al. (57) os efeitos podem ser explicados pelos fatores de escape de ressonância e de fator térmico. Para pequenas diminuições de tório, a partir de 100%,o k_{inf} diminui drasticamente. Isso ocorre devido ao fator de escape de ressonância, que diminui com a inserção de urânio. As ressonâncias de absorção do U^{238} (Figura 5.7) antes da faixa térmica somam-se às ressonâncias do tório (Figura 5.8) gerando um intervalo de energia com alta probabilidade de captura, como pode ser visto na Figura 5.9. Há também algumas ressonâncias acentuadas do U^{238} na região entre 1eV e 40eV que ajudam a aumentar a absorção logo antes da faixa térmica. Esse efeito ocorre devido à não coincidência das ressonâncias, fazendo com que haja ressonâncias ocupando uma faixa de energia mais larga do espectro. Em relação ao fator térmico, a diminuição da concentração de tório faz com que haja menos absorções na faixa térmica, onde a seção de choque de absorção de nêutrons do Tório é alta e a do Urânio 238 é muito baixa.

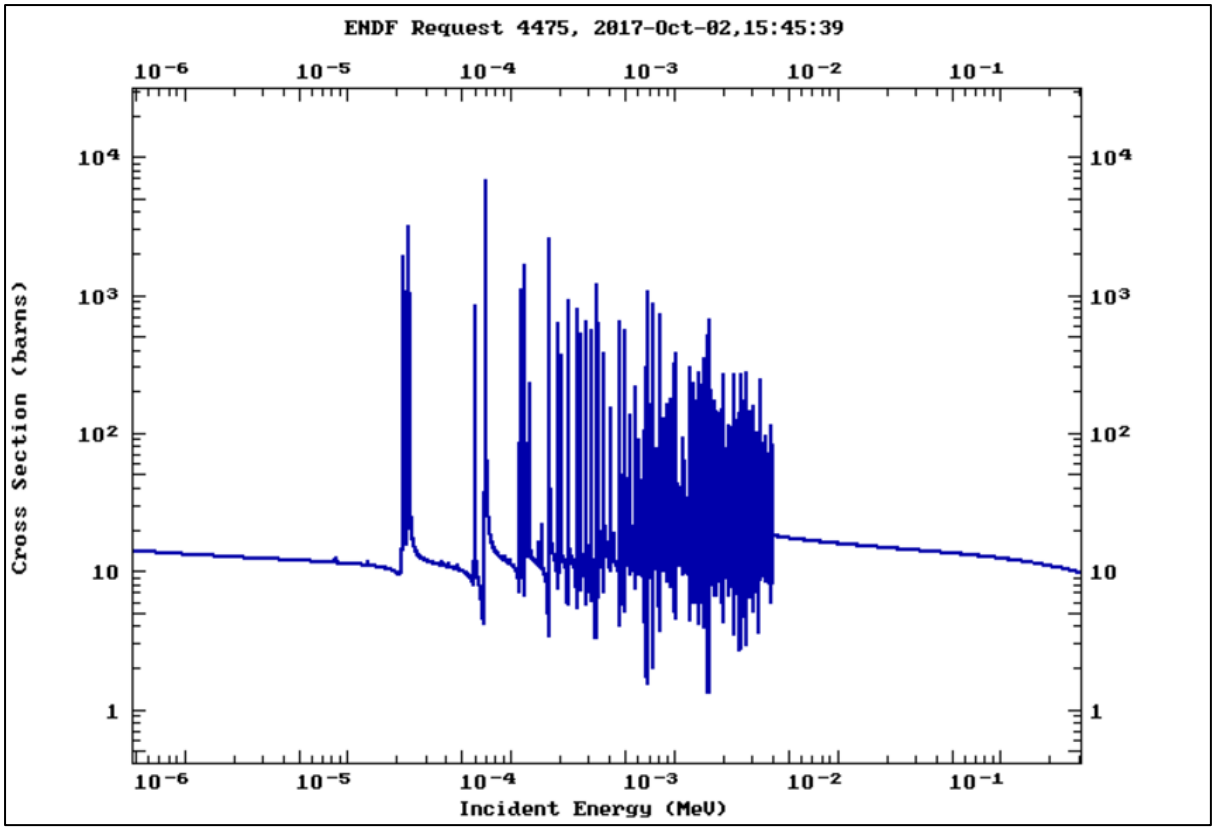

Figura 5.7: Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{238}

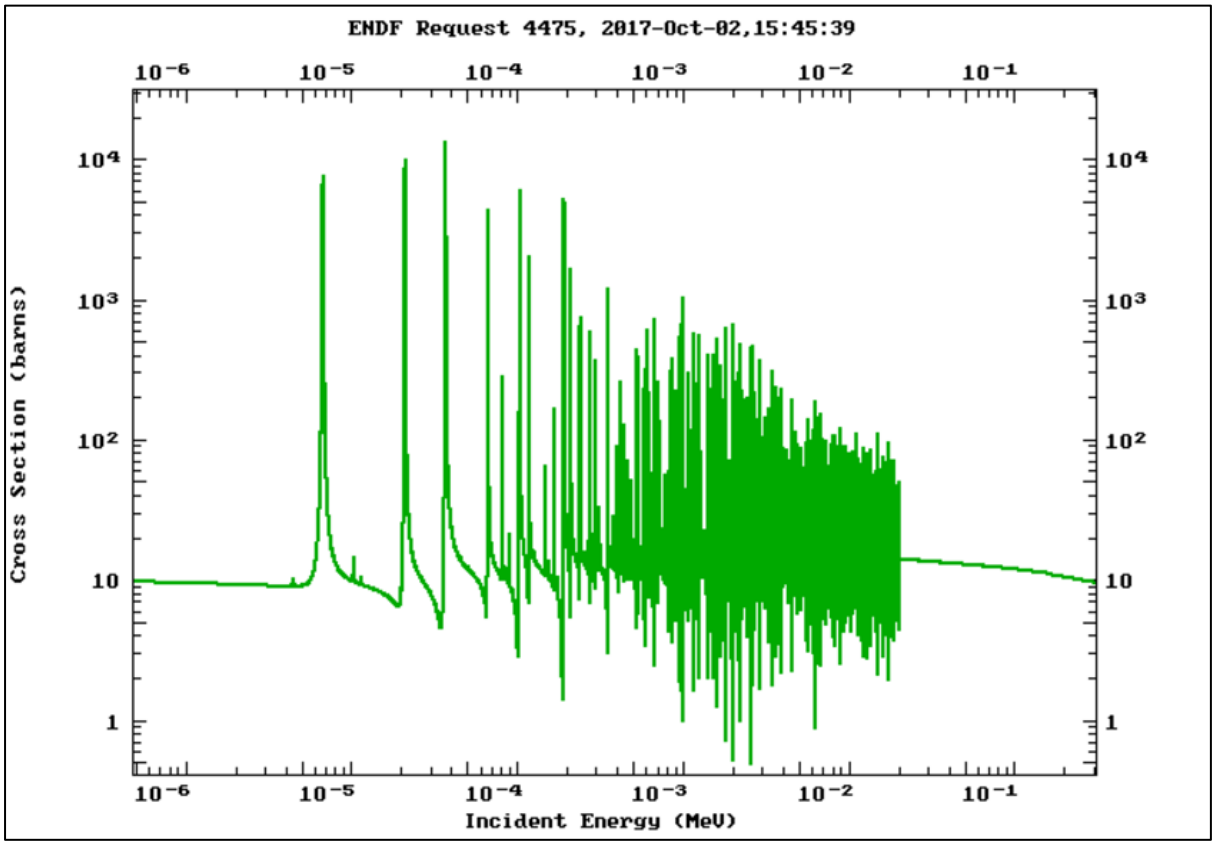

Figura 5.8: Gráfico de seção de choque total para nêutrons de Th^{232}

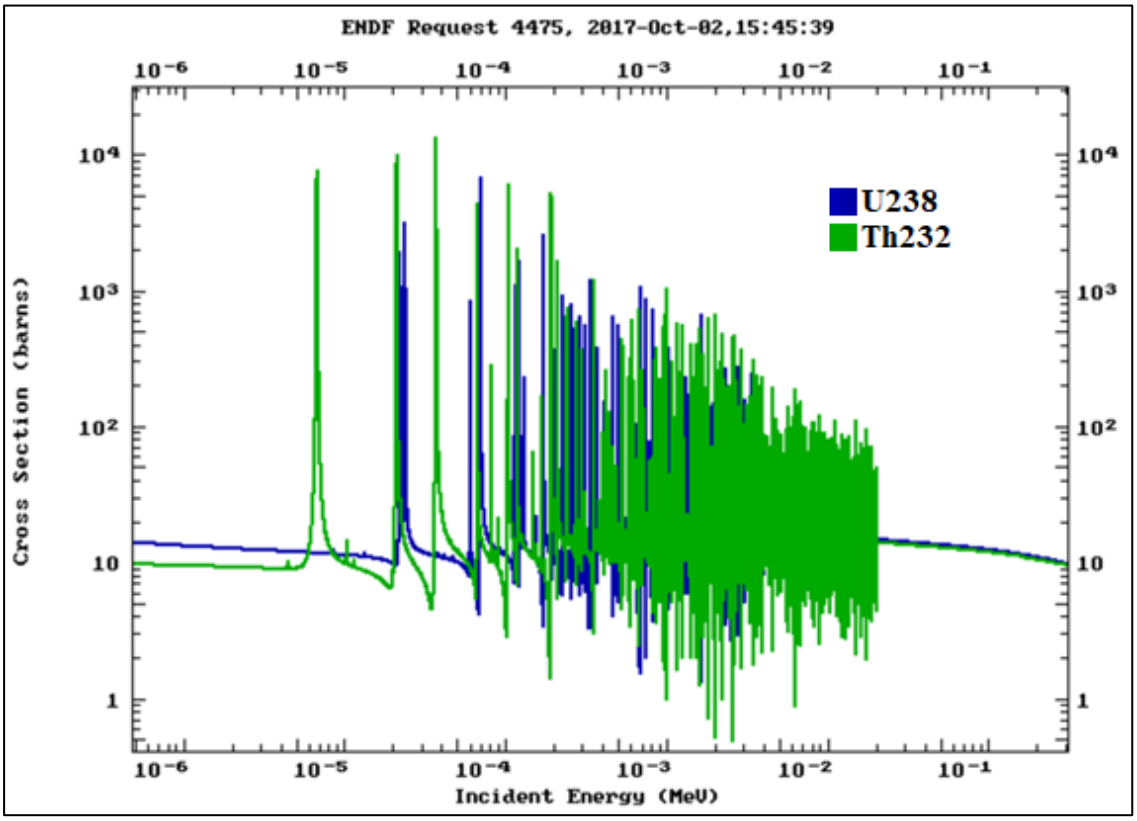

Figura 5.9: Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{238} e Th^{232}

5.4.3 ANÁLISE DE k_{inf} DO BURN-UP

Essa análise foi realizada com dados da dissertação de mestrado de Isadora Gonçalves. Foi realizada a simulação no módulo ORIGEN-ARP do SCALE com diferentes configurações de combustível, descritos na Tabela 5.6. Para cada uma dessas simulações foram obtidos os materiais dentro do reator em diversos pontos no tempo de queima. Cada um desses pontos foi utilizado para alimentar o KENO-VI, com o qual foi realizada uma análise de criticalidade. O objetivo dessa simulação é verificar se há a manutenção da criticalidade no reator ao longo do tempo, além de prover dados sobre o comportamento dos materiais físseis, férteis e absorvedores durante o ciclo.

Tabela 5.6: Configurações simuladas no Origen para avalição posterior de criticalidade com KENO-VI

% ThO2	%wt	k_{inf} inicial
0	3	1.2385
20	4.5	1.2411
40	6	1.2102

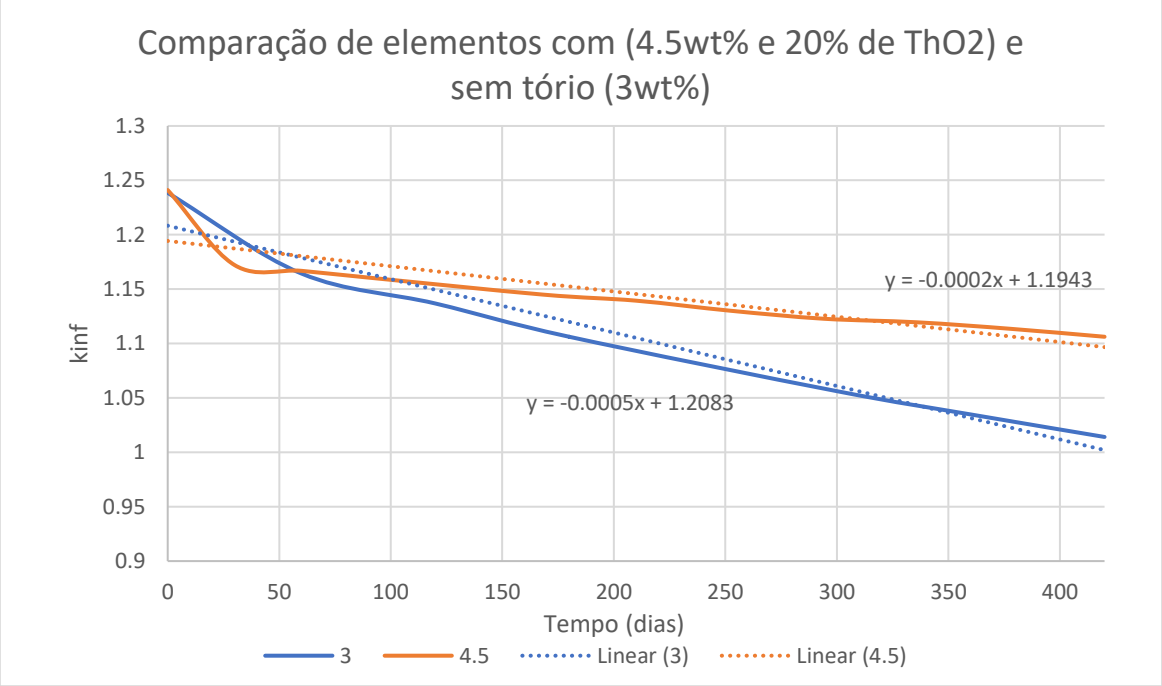

Figura 5.10: Gráfico de k_{inf} ao longo do ciclo para elemento com 4.5% de enriquecimento e 20% de ThO2

Ao se comparar as curvas com e sem a adição de tório ao sistema, percebe-se que há uma diferença nas suas inclinações. Isso fica ainda mais evidente ao serem comparados os coeficientes de inclinação médios obtidos a partir de aproximações lineares. O coeficiente da reta gerada a partir do elemento combustível sem tório é menor em módulo, mas ainda é negativo como os outros. Essa constatação demonstra que o efeito da fertilização do tório sobre a criticalidade é muito sutil apesar de ser facilmente notado. A alteração observada não é capaz de alterar significativamente o ciclo de combustível no reator.

Entretanto, ao se analisar o elemento contendo enriquecimento de 6% com substituição de 40% por ThO_2 o comportamento distingue-se. Inicialmente há uma queda no k_{inf}, assim como nos casos anteriores, mas assim que é atingido o tempo de meia vida do Pa^{233}, o coeficiente de inclinação sofre uma mudança drástica,

tornando-se positivo. Ao longo dos 400 primeiros dias (tempo maior do que o ciclo convencional) o valor k_{inf} aumenta. Isso se dá pelo crescimento da concentração de U^{233}, que compensa a queima de U^{235}, mantendo a concentração de isótopos físseis no reator. O crescimento de k_{inf} análogo ao de U^{233} demonstra que o aumento na concentração desse isótopo leva a uma inserção de reatividade positiva no reator superior à de reatividade negativa advinda da queima de U^{235}.

Já no caso de uma adição maior de ThO_2 no elemento, o comportamento sofre uma grande mudança. Nesse caso a queda na criticalidade é revertida logo após o período de meia vida do núcleo composto Pa^{233} e a formação de U^{233}. Como pode ser visto na Figura 5.12, após uma pequena queda inicial, a quantidade em massa de material físsil no reator permanece praticamente constante devido ao aumento da concentração de U^{233} e à queima de U^{235}. Os isótopos físseis de plutônio (Pu^{239} e Pu^{241}) também influenciam nesse equilíbrio, mas com quantidades menores. Comparando o comportamento do k_{inf} no mesmo período, nota-se que o aumento de U^{233} leva a inserções de reatividade positiva que superam a reatividade negativa obtida pela diminuição do U^{235}. Outro fator importante é a diminuição da concentração de Th^{232}, que age como um elemento de absorção parasítica no núcleo. Há ao mesmo tempo o aumento na quantidade de venenos no reator, que é diretamente relacionada à queima do combustível. Dessa forma é possível concluir que o U^{233} tem a capacidade de manter o núcleo ativo do ponto de vista de criticalidade para ciclos de vida estendidos.

Dessa forma, o k_{inf} mantém-se alto por período mais longo, levando a ciclos de combustível maiores. Ciclos mais longos geram alguns benefícios como redução de combustível, redução de rejeitos e menor tempo de reator parado. Quanto menos tempo o reator passa parado, maior é a eficiência global da usina, que deixa de gerar energia durante esses períodos. Essa mudança poderia trazer também complicações logísticas, já que as paradas são utilizadas para a realização de manutenção nos sistemas da usina. Como uma mesma quantidade de combustível é capaz de alimentar o reator por mais tempo, há também uma redução de combustível ao longo do tempo. Esse fator relaciona-se diretamente com um dos principais objetivos da utilização de tório, que é a economia de recursos de urânio. Apesar da quantidade inicial de urânio utilizada para a fabricação do elemento combustível ser maior, isso é revertido ao longo do tempo devido à maior eficiência alcançada. Logo, fica evidente

que para enriquecimento de 6% (consideravelmente abaixo do limite de 20%) já é viável a integração do tório ao ciclo do combustível de um reator PWR.

Esse comportamento pode ser explicado pelas características neutrônicas do isótopo U^{233} e exemplificado utilizando a fórmula de quatro fatores. A quantidade de nêutrons gerada por fissão de U^{233} é superior à de U^{235} e Pu^{239}. As seções de choque de fissão dos três elementos são da mesma ordem de grandeza, enquanto suas seções de choque de absorção parasítica possuem valores bem distintos. Essa constatação leva a duas conclusões: a eficiência térmica do U^{233} é superior à dos outros elementos citados; e a irradiação de U^{233} leva a uma formação menor de isótopos com seções de choque de absorção parasítica grandes (U^{234}, U^{236} e Pu^{240}).

O comportamento do elemento combustível de 4.5% de enriquecimento durante a queima quando é adicionado o tório não sofre grandes alterações. O k_{inf} inicia no ponto mais alto e decresce com o tempo a uma taxa praticamente constante, sem influencia aparente da produção de U^{233}. Não há, dessa forma, grandes vantagens na adição de tório ao combustível em relação à manutenção da criticalidade por um período alongado de queima.

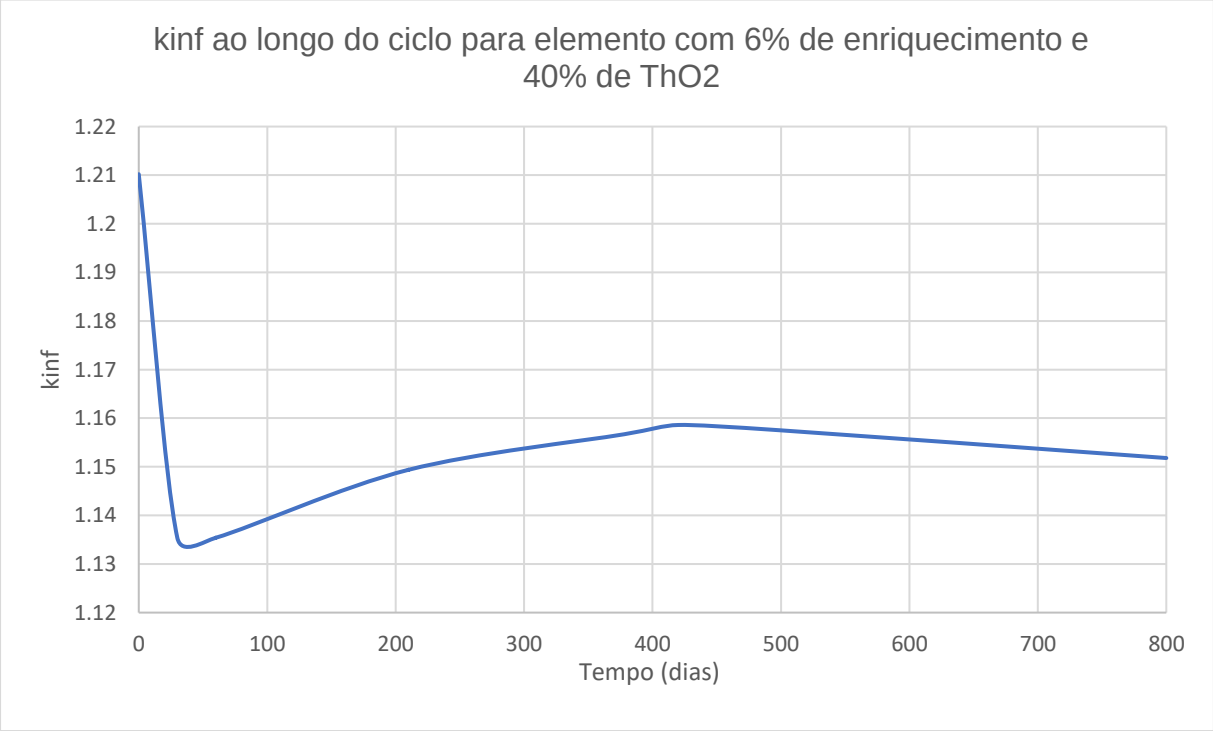

Figura 5.11: Gráfico de k_{inf} ao longo do ciclo para elemento com 6% de enriquecimento e 40% de ThO2

A curva se inverte novamente na região próxima a 420 dias, quando assume um comportamento próximo àquele observado no núcleo sem a inserção de tório no combustível. Esse efeito é comparável ao visto em reatores regeneradores, pois há um comportamento semelhante ao dobramento do núcleo devido à fertilização do Th^{232}.

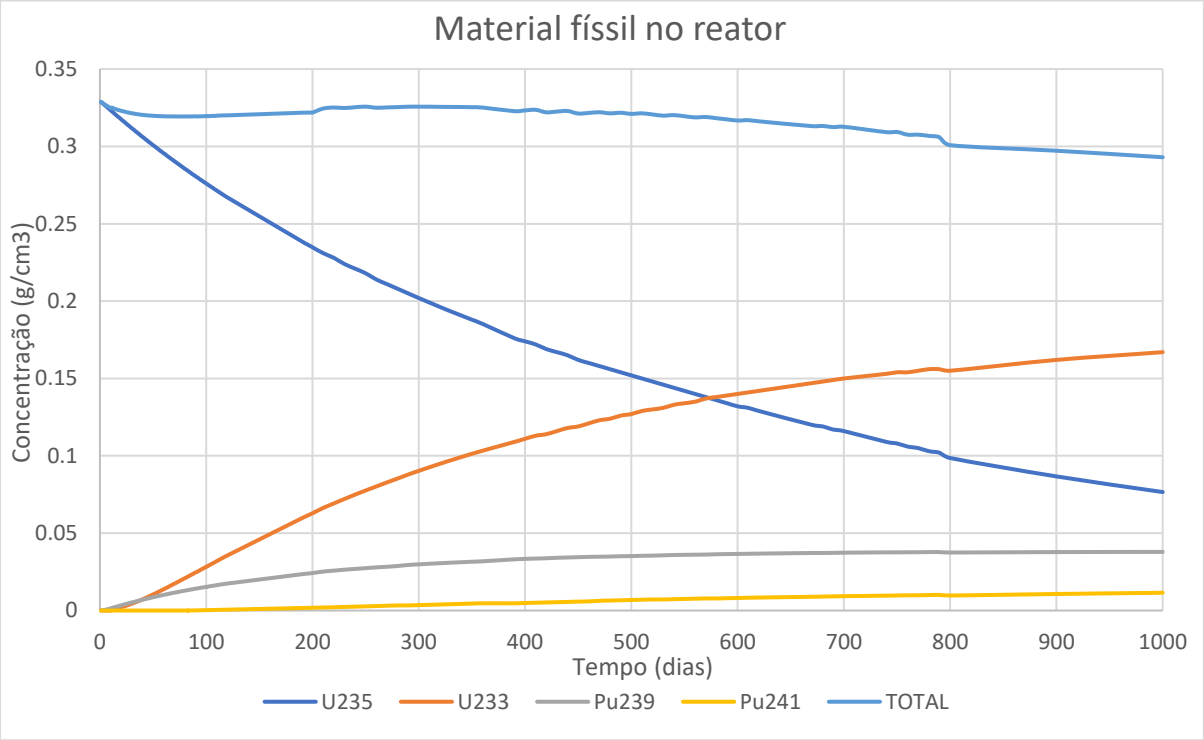

Figura 5.12: Gráfico com quantidade de material físsil no reator ao longo do ciclo

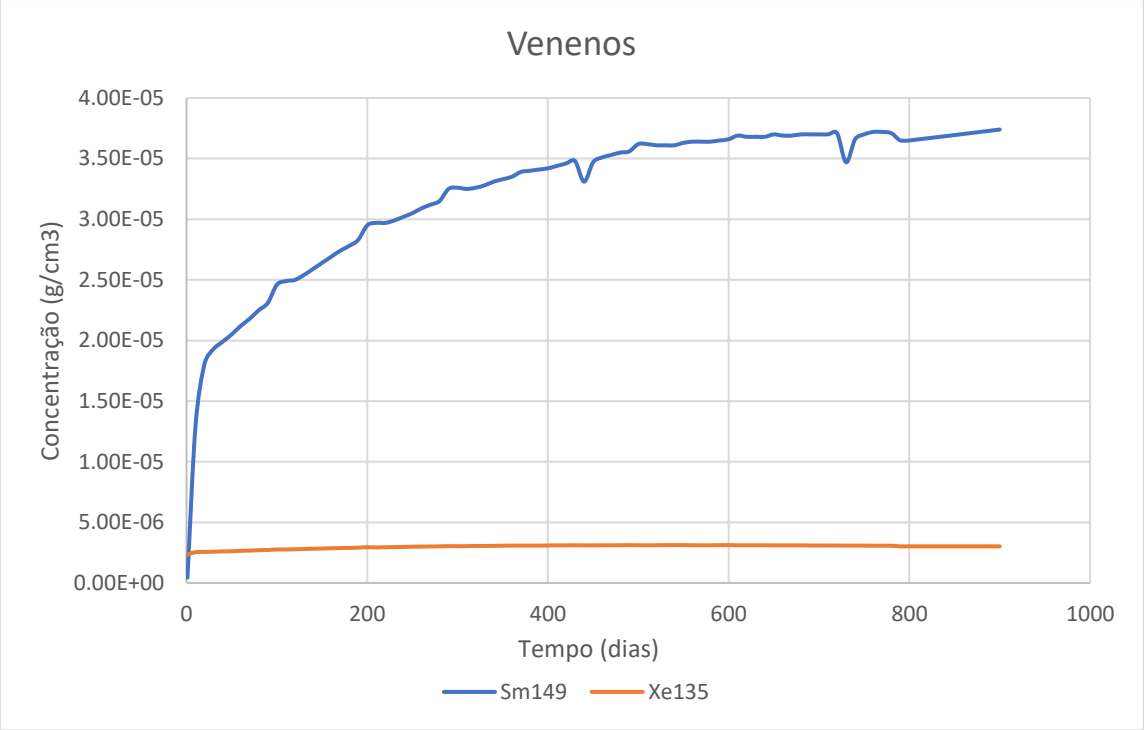

Figura 5.13: Venenos Xe^{135} e Sm149 gerados no reator com 6% de enriquecimento e adição de 40% de tório

Devido à menor quantidade de urânio utilizada, dois fatores são diminuídos: o de fissão rápida e o de absorção antes de ser atingida a faixa de energia para fissões térmicas.

As características neutrônicas do Th^{232} e do U^{233} são grandes responsáveis pelo comportamento observado na Figura 5.11 e na Figura 5.12. O U^{233} tem um número líquido de nêutrons gerados por fissão por absorção de nêutrons térmicos (η) maior do que os de Pu^{239} e U^{235} em uma ampla faixa do espectro de nêutrons térmicos. Esta característica, teoricamente, também fornece nêutrons suficientes para fertilizar mais núcleos de Th^{232}, sustentando, portanto, uma reação em cadeia para a produção de energia (fissão) e de combustível (fertilização). A seção de choque de captura de nêutrons térmicos do U^{233} é muito menor (46 barns) do que a de U^{235} (101 barns) e Pu^{239} (271 barns), enquanto a seção de choque de fissão dos três isótopos físseis é da mesma ordem (525, 577 e 742 barns para U^{233}, U^{235} e Pu^{239}, respectivamente). Portanto, a absorção não fissíl que leva a isótopos de massa superiores (U234, U236 e Pu240, respectivamente) com secções transversais de absorção mais altas é muito menos provável. Fica comprovado também que a conversão de Th^{232} para U^{233} é mais eficiente do que a U238 para Pu^{239} no espectro

de nêutrons térmicos, embora a integral de ressonância de Th^{232} seja um terço da de U238.

Analisando as seções de choque de U^{233} e U^{235} verifica-se que ambas possuem comportamento similar na faixa de energia rápida. Ao chegar abaixo de 10^{-2}MeV a seção já há uma zona de ressonâncias no espectro do U^{235}, enquanto o mesmo fenômeno ocorre para o U^{233} somente abaixo de 10^{-3}MeV. Ambos os isótopos possuem comportamentos parecidos na faixa entre 10^{-3}MeV e 10^{-5}MeV. Já na faixa de 10^{-6}MeV (1eV) há uma ressonância acentuada no espectro do U^{233}.

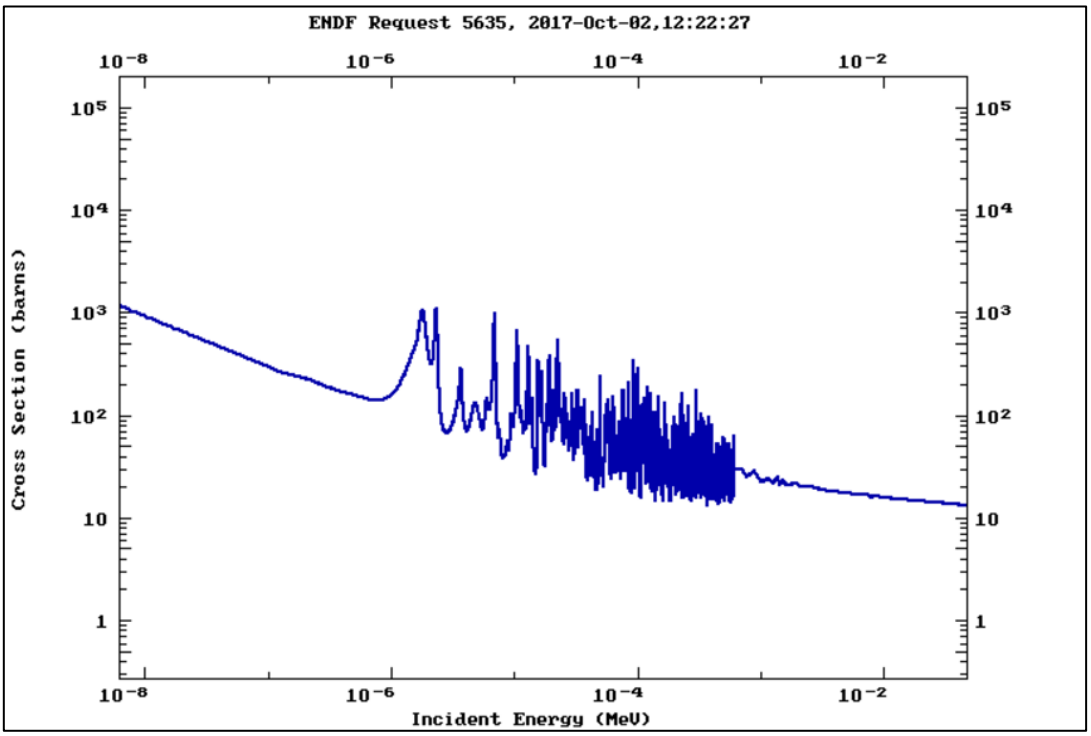

Figura 5.14: Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{233}

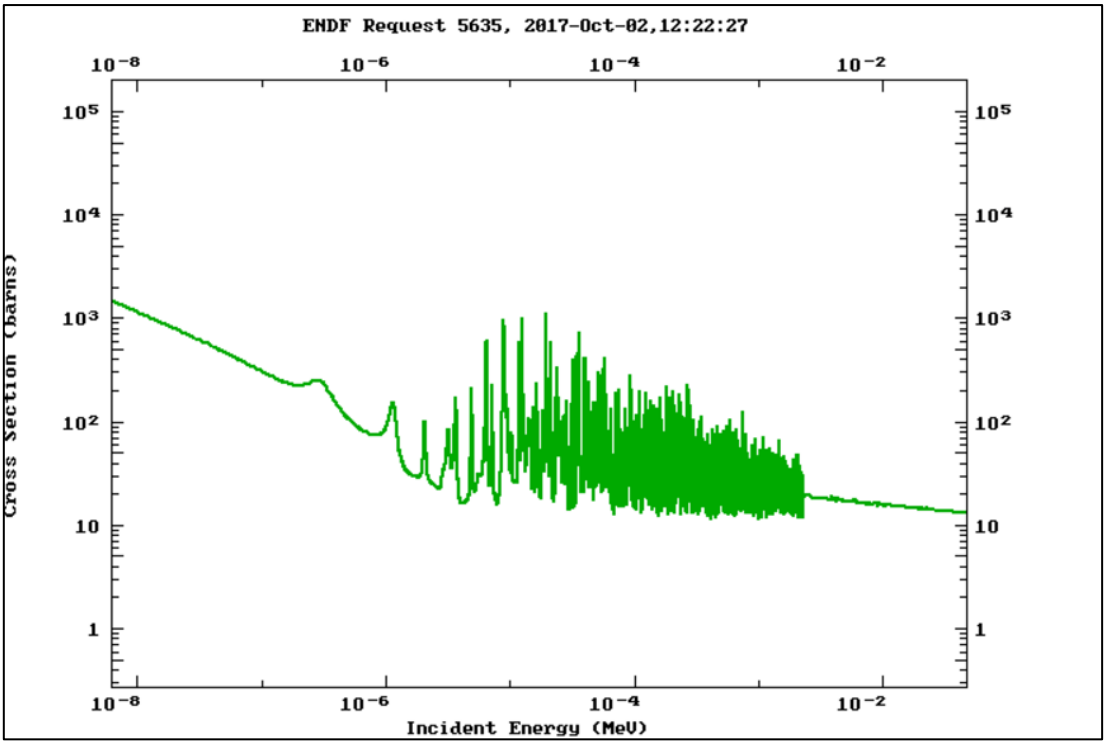

Figura 5.15: Gráfico de seção de choque total para nêutrons de U^{235}

As curvas para um reator sem tório (Figura 5.16 e Figura 5.17) diferem no caso do material físsil, mas o comportamento dos venenos é similar. A quantidade total de material físsil diminui de forma estável, com a produção de plutônio somente atenuando a curva. Entretanto, no caso dos venenos o comportamento é próximo do observado anteriormente, com crescimento acentuado no início e estabilização ao longo do tempo. No caso do Sm149 há um fenômeno interessante. Como a queima de combustível ainda é alta ao longo de um período maior no elemento com tório, a sua produção demora mais para atingir a estabilidade. Já o comportamento do Xe^{135} é o mesmo para os dois casos.

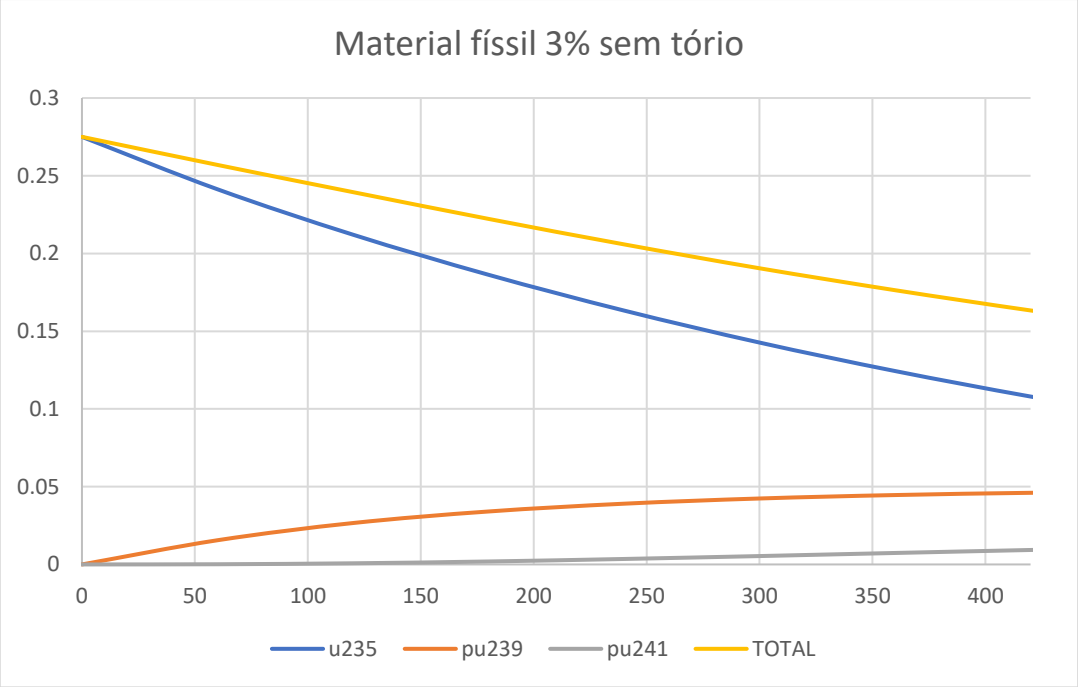

Figura 5.16: Material físsil ao longo do tempo no reator Angra 2 com 3% de enriquecimento sem adição de tório

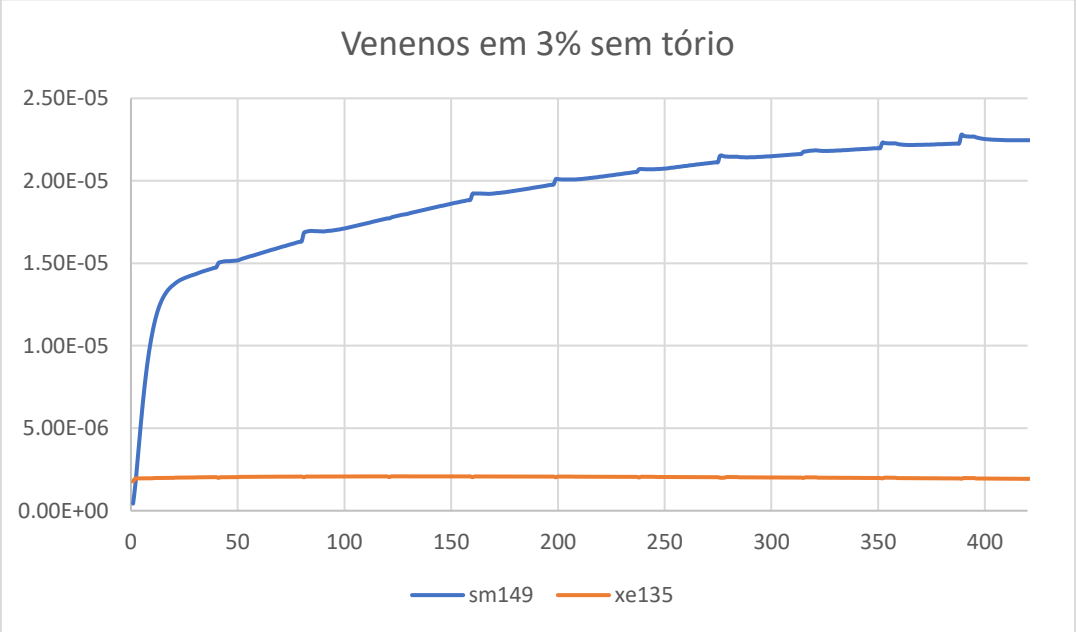

Figura 5.17: Principais venenos ao longo do tempo no reator Angra 2 com 3% de enriquecimento sem adição de tório

Tabela 5.7: Quantidade de urânio natural por elemento (kg) em relação ao k_{inf} e configuração de combustível

wt%	% ThO_2	k_{inf} inicial	Urânio natural por elemento (kg)
3	0	1.2385	2556.79
4.5	20	1.2411	3068.15
6	40	1.2102	3068.15

Para um mesmo k_{inf} inicial, a quantidade necessária de urânio natural demandada é sempre superior quando há a adição de tório. Isso ocorre devido à necessidade de se utilizar maior enriquecimento nesses casos. Entretanto, o comportamento demonstrado nas simulações demonstra que a economia de urânio pode ser atingido por meio da extensão do ciclo de combustível no reator. Operando com 6% de enriquecimento foi possível evidenciar que a duração do ciclo pode ser dobrada, levando assim a uma economia de urânio considerável quando são comparados os valores referentes aos combustíveis com e sem tório na Tabela 5.7. A utilização inicial de aproximadamente 500kg a mais de urânio natural poderia levar à economia de duas toneladas ao final de dois ciclos. Essa perspectiva é muito promissora, mas estudos mais aprofundados são necessários para que seja comprovada a eficácia desse conceito.

6 ANÁLISES, CONCLUSÕES E SUGESTÕES

6.1 ANÁLISES

6.1.1 SIMULAÇÃO COM DIFERENTES ENRIQUECIMENTOS DE U^{235} E CONCENTRAÇÕES DE THO_2 NO ELEMENTO COMBUSTÍVEL

Os resultados dessa simulação foram esclarecedores quanto à criticalidade no início do ciclo e foram utilizados principalmente para estabelecer quais seriam as configurações de combustível mais interessantes para utilização no reator.

As conclusões retiradas são importantes em relação à quantidade de tório aceitável no combustível considerando o período inicial em que esse isótopo age como absorvedor de nêutrons sem a formação de U^{233}. Foi concluído que o k_{inf} de 1.2 seria ideal para as comparações e que para enriquecimentos mais altos (acima de 10%) o ganho relativo na multiplicação de nêutrons é mínimo. Dessa forma as configurações para 3wt%, 4.5wt% e 6wt% foram selecionadas para serem estudadas de forma mais detalhada no decorrer do trabalho.

6.1.2 SIMULAÇÃO COM PU

Essa simulação viabilizou duas conclusões principais. A primeira foi uma validação do modelo utilizado devido à comparação com resultados obtidos de forma independente. O segundo foi observado pelas alterações em k_{inf} de acordo com as concentrações relativas de Th e urânio natural.

Por meio de uma análise das seções de choque dos elementos envolvidos juntamente com a teoria associada ao cálculo de k_{inf} foi concluído que a mistura de urânio natural e tório pode levar a alta absorção de nêutrons em certos cenários. Duas consequências são esperadas em períodos distintos. A primeira é uma redução imediata do k_{inf} devido à maior taxa de absorção acima do espectro térmico sem que haja aumento significativo no número de fissões rápidas. O segundo efeito ocorre depois do processo de absorção, quando os isótopos férteis U^{238} e Th^{232} geram os isótopos físseis Pu^{239} e U^{233} respectivamente. A produção desses materiais leva à uma diminuição na razão Vm/Vf, influindo positivamente no k_{inf}.

6.1.3 K_{INF} AO LONGO DO TEMPO

A simulação levou a resultados que evidenciam a capacidade do tório agir como um repositório de material físsil dentro do reator ao longo do tempo. Um importante resultado foi obtido na simulação de elemento combustível com 6% de

enriquecimento com 40% de volume. Esse resultado comprovou que o tório pode servir como um prolongador de ciclos de combustível, mantendo o nível de criticalidade relativamente alto durante períodos longos. Pode-se então concluir que a aplicação de combustíveis como esse em reatores a água leve pressurizada traria benefícios tanto na economia de combustível quanto em questões de menor tempo de parada do reator.

6.2 CONCLUSÕES

O presente trabalho atingiu os objetivos propostos ao descrever sistemas abastecidos a tório de forma extensiva, gerando um amplo e abrangente documento de consulta do tema para utilização no Brasil. As simulações complementam o trabalho com análise de caso que exemplifica e ratifica vários dos conceitos abordados teoricamente. A parte computacional também demonstra cenários para a aplicação de tório em curto ou médio prazo, provando que essa tecnologia não é apenas um tema de estudos sem aplicação prática em vista, mas uma alternativa viável para os sistemas de energia nuclear nos próximos anos.

6.3 SUGESTÕES

Durante a produção dessa dissertação muitos temas foram levantados para estudos complementares que seriam dignos de novos trabalhos. Dentre esses, alguns foram selecionados para serem apresentados nessa seção do texto:

- Estudo de caso para a montagem de núcleo completo do reator com diferentes regiões de enriquecimento e de inserções de tório;
- Estudo das questões relacionadas à área termohidráulica dos projetos de reatores à tório;
- Estudo dos efeitos de coeficientes de feedback de temperatura em combustíveis a tório;
- Estudo de fração de nêutrons atrasados e controle do reator utilizando combustíveis contendo tório;
- Estudos de fluido e termodinâmica para reatores à sal fundido;
- Estudos práticos e experimentais de combustíveis à tório (pastilhas, esferas de Pebble Bed ou sais fundidos)
- Estudos de análise de pastilhas de combustível para ciclos de combustível alongados

7 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1 IAEA. **Thorium fuel cycle - Potential benefits and challenges**. Vienna: IAEA. 2005.

2 WILLIAMS, M. M. R. **The Slowing Down and Thermalization of Neutrons**. Nova York: John Wiley & Sons, 1966.

3 DOE. X-10 Graphite Reactor. **energy.gov**. Disponivel em: <https://energy.gov/management/x-10-graphite-reactor>. Acesso em: 24 Abril 2017.

4 DOE. B Reactor. **energy.gov**. Disponivel em: <https://energy.gov/management/b-reactor>. Acesso em: 2017 Abril 24.

5 GRAHAM, J. **Fast Reactor Safety**. New York: Academic Press Inc, 1971.

6 RAGHEB, M. **Nuclear Naval Propulsion**. Rijeka, Croatia: InTech, 2011.

7 US DOE & US DEPARTMENT OF THE NAVY. **The United States Naval Nuclear Propulsion Program**. [S.l.]: [s.n.], 2013.

8 SEMENOV, B. A. Nuclear power in the Soviet Union. **IAEA BULLETIN, VOL.25, No. 2** , p. 47-59, 1983.

9 ALMENAS K., K. A. . U. E. **IGNALIA RBMK-1500 A Source Book**. Kaunas: Lithuanian Energy Institute, 1998.

10 SERGEI B. RYZHOV, V. A. M. M. P. N. G. G. B. A. K. P. D. A. A. J. G. VVER-Type Reactors of Russian Design. In: CACUCI, D. G. **Handbook of Nuclear Engineering**. Nova York: Springer, v. IV, 1958. p. 2253-2320.

11 ROSATOM OVERSEAS. **The VVER today: Evolution, Design, Safety**. Moscou.

12 NUCLEAR Power in Russia. **World Nuclear Association**, 27 Julho 2017. Disponivel em: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx>. Acesso em: 2017 setembro 20.

13 ROSATOM. **ROSATOM Key facts 2016**. Moscou. 2017.

14 HILL, C. N. **An Atomic Empire**. London: Imperial College Press, 2013.

15 ASSOCIATION, W. N. Nuclear Development in the United Kingdom. **World Nuclear Association**, outubro 2016. Disponivel em: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/appendices/nuclear-development-in-the-united-kingdom.aspx>. Acesso em: 20 setembro 2017.

16 GOLDBERG S. M., R. R. **Nuclear Reactors:** Generation to Generation. Cambridge: American Academy of Arts and Sciences, 2011.

17 SORENSEN, K. **Liquid-Fluoride Thorium Reactor Development Strategy**. Proceedings of the ThEC13 Conference. Geneve: Springer. 2013. p. 117-121.

18 LEBLANC, D. Molten salt reactors: A new beginning for an old idea. **Nuclear Engineering and Design 240**, 2010.

19 IAEA. **Thorium Fuel Utilization:** Options and Trends. Wien: IAEA. 2002.

20 NATO. **Procedings of the NATO Advanced Workshop on Advanced Nuclear Systems Consuming Excess Plutonium**. Moscow: Springer Science+Business Media, LLC. 1996.

21 JUHASZ, A.; RARICK, R. A.; RANGARAJAN, R. High Efficiency Buclear Power Plants Using Liquid Fluoride Thorium Reactor Technology, Cleveland, 2007.

22 DUDERSTADT; HAMILTON. **Nuclear Reactor Analysis**. New York: Wiley, 1976.

23 ZWEIFEL, P. F. **Reactor Physics**. Nova York: McGraw-Hill, 1973.

24 LAMARSH, J. **Introduction to Nuclear Engineering**. [S.l.]: [s.n.].

25 LEWIS, E. E. **Nuclear Power Reactor Safety**. Nova York: John Wiley & Sons, 1977.

26 EL WAKIL, M. M. **Nuclear Power Engineering**. New York: McGraw-Hill Co., 1962.

27 EL WAKIL, M. M. **Powerplant Technology**. New York: McGraw-Hill Co., 1984.

28 KADAK, A. C. A future for nuclear energy: pebble bed reactors. **Int. J. Critical Infrastructures**, 1, n. 4, 2005. 330-345.

29 GARLAND, E.-I.-C. W. J. **The Essential CANDU, A textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology**. Hamilton, Ontario: University Network of

Excellence in Nuclear Engineering (UNENE), 2014. Disponivel em: <https://www.unene.ca/education/candu-textbook>.

30 RAGHEB, M. **Thorium Fission and Fission-Fusion Fuel Cycle, Nuclear Power - Deployment, Operation and Sustainability, Dr. Pavel Tsvetkov (Ed.)**. Rijeka: InTech Europe, 2011.

31 LANE, J. A.; MACPHERSON, H. G.; MASLAN, F. **Fluid Fuel Reactors**. Oak Ridge: Addison-Wesley Publishing Company, inc, 1958.

32 WEINBERG, A. M. **The First Nuclear Era:** The Life and Times of a Technological Fixer. New York: American Institute of Physics Press, 1994.

33 KANG J., V. H. F. N. U-232 and the proliferation-resistance of U-233 in spent fuel. **Science & Global Security: The Technical Basis for Arms Control, Disarmament, and Nonproliferation Initiatives**, 2001. 1-32.

34 FORSBERG, C. W. et al. **Definition of Weapons-Usable Uranium-233**. Oak Ridge: ORNL. 1998.

35 NOBORU DOBUCHI, S. T. T. K. Study on the relation between Doppler reactivity coefficient and resonance integrals of Thorium and Uranium in PWR fuels. **Annals of Nuclear Energy**, 90, 2016. 191–194.

36 ROSENTHAL, M. W.; HAUBENREICH, P. N.; BRIGGS, R. B. **The Development Status of Molten-Salt Breeder Reactors**. Oak Ridge. 1972.

37 ROBERTSON, R. C. **CONCEPTUAL DESIGN STUDY OF A SINGLE-FLUID MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR**. Oak Ridge. 1971.

38 ASHLEY, S. Thorium could power the next generation of nuclear reactors. **New Scientist**, 25 agosto 2017. Disponivel em: <https://www.newscientist.com/article/2145535-thorium-could-power-the-next-generation-of-nuclear-reactors/>. Acesso em: 15 setembro 2017.

39 OWANO, N. Scientists in the Netherlands swing into action on thorium molten salt reactor experiments. **Tech Xplore**, 27 agosto 2017. Disponivel em: <https://techxplore.com/news/2017-08-scientists-netherlands-action-thorium-molten.html>. Acesso em: 15 set. 2017.

40 HEUER, D. et al. Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors. **Annals of Nuclear Energy**, 2014. 421–429.

41 MATHIEU, L. et al. The thorium molten salt reactor: Moving on from the MSBR. **Progress in Nuclear Energy**, 2006. 664-679.

42 LEWIS, L. C.; FORSBERG, C. W. **Uses For Uranium-233:** What Should Be Kept for Future Needs? Oak Ridge: ORNL, 1999.

43 BOCZAR, P. G. et al. THORIUM FUEL-CYCLE STUDIES FOR CANDU REACTORS, Canada, 1998.

44 CLAYTON, J. C. **THE SHIPPINGPORT PRESSURIZED WATER REACTOR AND LIGHT WATER BREEDER REACTOR**. West Mifflin. 1993.

45 A. GALPERIN, P. R. A. R. Thorium fuel for light water reactors - reducing proliferation potential of nuclear power fuel cycle. **Science & Global Security: The Technical Basis for Arms Control, Disarmament, and Nonproliferation Initiatives,** 6:3, n. 265-290, 1997.

46 KASTEN. Review of the Radkowsky Thorium Reactor Concept. **Science &; Global Security,** 7, 1998. 237-269.

47 BERGELSON, B. et al. **THORIUM SELF-SUFFICIENT FUEL CYCLE OF CANDU POWER REACTOR**. Nuclear Energy for New Europe 2005 International Conference. Bled, Slovenia: [s.n.]. 2005.

48 WHITLOCK, J. J. **THE EVOLUTION OF CANDU FUEL CYCLES AND THEIR POTENTIAL CONTRIBUTION TO WORLD PEACE**. Chalk River, Ontario, Canada. 2001. (INIS-SK--2002-01).

49 MOHAMED, N. M. A.; BADAWI, A. Use of Thorium-Plutonium MOX in the inner pins of CANDU fuel bundles. **Progress in Nuclear Energy**, 2016. 49-55.

50 VEEDER, J. **Thorium Fuel Cycles in CANDU**. Chalk River. (AECL - 6254).

51 YANG, B.; JIANFENG SHI, G. B. C. T. Fuel cycle scheme design and evaluation for thorium–uranium breeding recycle in CANDU reactors. **Annals of Nuclear Energy**, 91, 2016. 195-202.

52 MILGRAM, M. S. **THORIUM FUEL CYCLES IN CANDU REACTORS:** A REVIEW. Chalk River, Ontario: Atomic Energy of Canada Limited, 1984.

53 SANCAK, O.; CUBUKCU, E. ONCE-THROUGH URANIUM THORIUM FUEL CYCLE IN CANDU REACTORS.

54 ORNL. **Scale:** A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2011.

55 D. F. HOLLENBACH, L. M. P. N. F. L. **KENO-VI:** A GENERAL QUADRATIC VERSION OF THE KENO PROGRAM. Oak Ridge: OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, 1998.

56 ELETRONUCLEAR, ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. **Final Safety Analysis Report - FSAR: Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Unit 2, Rev 1, 08/99**. Rio de Janeiro. 1999.

57 M. YOUSIF ALHAJ, N. M. A. M. A. B. H. H. A.-G. Towards proliferation-resistant thorium fuels. **Annals of Nuclear Energy**, 2016.